

原子炉施設の安全対策の論点に関する意見及び回答

① 異常状態の発生及び進展防止対策（設計基準事故対策）

ア 火災

項目	<1> 火災により複数の安全関係設備が一斉に使えなくなることはないか
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<p>火災により原子炉施設の安全性が損なわれることがないように、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な機能を有する構築物、系統及び機器に、火災の「発生防止」、「感知及び消火」並びに「影響軽減」のそれぞれを独立して考慮した火災防護対策を講じることで、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p><火災発生防止対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能を有する構築物、系統及び機器には不燃性又は難燃性材料を使用 ・潤滑油・燃料油を内包する機器は、溶接構造、シール構造の採用による漏えい防止対策を講じるとともに、周囲に漏えい時の拡大を防止するための堰を設置 ・蓄電池室等の水素が発生するおそれのある区域は、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう、換気機能を確保 <p><火災の感知及び消火対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する場所には、煙感知器、熱感知器又は炎感知器等から、異なる感知方式の感知器を組み合わせ設置 ・煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる場所は、自動又は手動操作できる全域ガス消火設備を設置し、それ以外の場所は消火栓、化学消防自動車及び消火器等の消火設備にて消火を行う設計 <p><火災の影響軽減のための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐火壁等によって火災区域を分離することで、単一の火災（任意の一つの火災区域で発生する火災）により原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を有する多重化されたそれぞれの系統が同時に機能喪失しないよう設計 ・耐火壁や離隔距離による系統分離が困難な中央制御室床下のケーブル処理室等のケーブルは、電線管又はケーブルトレイを耐火ラッピングで覆うことで分離し、同時に機能喪失しないよう設計

	<p>また、新たに設置する重大事故等対処設備は、上記の対策（火災の影響軽減のための対策を除く）を実施するほか、同じ機能を持つ既設の設計基準対象施設と別の部屋に設置するなどの位置的分散を図ることで、火災によって同時に機能喪失しない設計とする。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①天井の高いところではアナログ式の感知器がなぜ適さないのか。また、非アナログ式の感知器とは技術的にどういう意味か。（吉川顧問）</p> <p>②火災の発生源に関して、変圧器やコンデンサ等、絶縁油を使用しているところはないか。（芹澤顧問）</p> <p>③極稀なケースとして、火災時に中央制御室の換気・空調系が喪失すると、中央制御室に煙が充満して運転員が退室しなければならないような事態も想定されるが、このようなケースは考慮されているか。（芹澤顧問）</p> <p>④システムを分離する耐火壁・隔壁について、「3時間以上の耐火能力を有する」と書かれているが、「3時間」というのは何を根拠とした時間数なのか。「3時間以上」となっているが、実際には最長で何時間の耐火性能が担保されるのか。また実証試験は行われているか。（芹澤顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アナログ式は、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができ、平常時から連続で監視しているものである。 非アナログ式は、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視することはできないが、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇等）を把握することができ、断面で状況感知して警報を発するものである。 ・天井が高い大空間では熱が周囲に拡散するため、アナログ式の熱感知器による感知は困難である。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災区域を設定しているところには、絶縁油を使用したものはない。 <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・早期の火災感知のため制御盤内にも高感度煙検出設備を付けており、常時中央制御室には運転員が居ることから、感知すれば速やかに消火する。また、中央制御室の各盤は系統分離がなされており、同時に機能が喪失しないよう対策している。仮に中

	<p>中央制御室において何かしらの不具合が起こっても、高温停止・低温停止できるような別の設備を持っており、発電所としては十分停止させることができる。</p> <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none">・「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」にて互いの系列間を「3時間以上」の耐火能力を有する隔壁等で分離することが要求されている。 <p>上記審査基準にて、互いに異なる系統を分離するために設置する隔壁等の設計の妥当性については、火災耐久試験によって確認することが要求されており、耐火性能として「3時間」を担保するため、火災耐久試験において、「3時間」加熱した際の耐火能力を有していることを確認している。</p> <p>なお、火災耐久試験は、3時間を超える加熱試験は実施していない。</p>
--	---

項目	<p>〈2〉 非難燃性ケーブルを使用する箇所はないか、ある場合はどのような処置がされているか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>安全機能を有する構築物、系統及び機器に使用するケーブルには、実証試験により自己消火性（UL垂直燃焼試験）及び耐延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合はIEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p>また、現在のケーブルの使用状況及び試験状況について、フローに基づき対象箇所を選定して調査を行い、核計装ケーブルも含めて難燃ケーブルを使用していることを確認している。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①ケーブルの難燃性の実証試験について、自己消火性と耐延焼性試験のバーナーの熱量が大きく異なる理由は何か。（芹澤顧問）</p> <p>②バーナーの熱量の数値について、ケーブルの本数、サイズ等を踏まえ、とされているが、具体的な数値をどうやって決めたか、背景となる考え方はどうなっているか。数値が実際に起こり得る火災を想定した現実的な熱量になっているのか。（芹澤顧問）</p>
<p>中国電力の説明</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」にて、使用する難燃ケーブルについては、「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることが、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていることが求められている。 <p>また、「延焼性」及び「自己消火性」の実証試験については、各実証試験の目的に沿うよう、以下のとおり各規格においてバーナーの種類が定められている。</p> <p>(1) 自己消火性の実証試験：UL垂直燃焼試験 UL垂直燃焼試験については、着火と休止を繰り返す試験となっており、評価対象のケーブルの本数、サイズ等を踏まえ、熱量の比較的小さなチリルバーナーにて実施することが定められている。</p> <p>(2) 延焼性の実証試験：IEEE383垂直トレイ燃焼試験 IEEE383 垂直トレイ燃焼試験については、バーナーで連続して20分間加熱する試験となっており、評価対象のケーブルの本数、サイズ等を踏まえ、熱量の比較的大きなリボンバーナーにて実施することが定められている。</p>

	<p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none">試験は規格に基づいて実施しており、具体的に熱量の数値の考え方まで規格側で明記されていないが、少なくとも、米国含めてこの基準で難燃性を確認しており、一定の保守性を持った試験なので、難燃ケーブルとしては適正だと考えている。
--	---

イ 溢水

項目	<p>〈3〉 溢水により複数の安全関係設備が一斉に使えなくなることはないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>原子炉施設内で溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止する機能、低温停止する機能、放射性物質を閉じ込める機能、停止状態を維持できる機能、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要な機能を持つ設備が、配管破断、消火活動及び地震等による溢水に対して「没水影響」、「被水影響」及び「蒸気影響」を評価し、それぞれいずれかの対策又は対策の組み合わせにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>〈没水対策〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の設置場所は、水密扉等によって溢水の流入を防止 ・ 設備の設置場所は、水消火以外の消火手段を採用 ・ 破損が想定される配管等を耐震補強 ・ 設備の設置高さを嵩上げ、又は堰を設置 <p>〈被水対策〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の設置場所は、水密扉等によって溢水の流入を防止 ・ 設備の設置場所は、水消火以外の消火手段を採用 ・ 破損が想定される配管等を耐震補強 ・ 被水耐性を有する機器への取り替え ・ 設備に保護カバー等を取り付けて防護 <p>〈蒸気対策〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の設置場所は、壁・扉等によって蒸気の流入を防止 ・ 蒸気の流出を検知・隔離 ・ 破損が想定される配管等を耐震補強 ・ 蒸気耐性を有する機器への取り替え <p>また、新たに設置する重大事故等対処設備は、上記の対策を実施するほか、同じ機能を持つ既設の安全設備と位置的分散を図ることで、溢水によって同時に機能喪失しない設計とする。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①溢水は津波が中に入ってくるというイメージが強いが、そちらの対策はどうなっているか（吉川顧問）</p> <p>②最近の異常気象を考慮すると、100mm/hを超えるような局所的な集中豪雨が長時間続き、溢水が生じる可能性は否定できないと思う。どの程度までの雨量であれば施設で局所的な溢水を生じることなく排水できる、といった試算は行われているか。</p>

	<p>(芹澤顧問)</p> <p>③安全評価上、スーパー台風（超大型台風）により様々な安全関係設備が一斉に使えなくなるような事象は想定されているか。</p> <p>(二ノ方顧問)</p> <p>④令和3年7月には松江で大雨が降ったが、何か新しい問題が明らかになったとか、設備がきちんと機能することが確認できたとか、実際に雨が降って分かったことはあるか。（宮本顧問）</p>
中国電力の説明	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 防波壁を設置し、津波が来ても敷地に入らないようにすること、海水取水・放水路から遡上しないよう対策している。 <p>(顧問の意見②について)</p> <p>自然災害対策小会議の論点<35>で回答</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電所の安全施設は、設計基準降水量（77.9mm/h）の降水に対し、安全機能が損なわれない設計としている。なお、排水設備については、日本全国の日最大1時間降水量の最大値（153mm/h）の降水に対して、排水可能であることを確認している。 <p>(顧問の意見③について)</p> <p>自然災害対策小会議の論点<35>で回答</p> <ul style="list-style-type: none"> 大規模損壊という審査項目において、設計基準を超えるような台風について考慮しており、屋外設備が損傷する可能性はあるが、建物内の設備は健全であると想定されることから、対応可能であると整理している。大規模損壊の非公開審査においては、発電所内の複数の安全施設が機能喪失した場合を想定し、対応が可能であることを確認している。 <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 今回の大雨の1時間最大降水量は松江60mm、鹿島53mm、発電所38.5mmだったが、想定している77.9mm以下であり、排水等特に問題は無かった。

ウ 電源の信頼性

項目	<p>＜4＞ 外部電源や非常用発電機などの交流電源が一つの原因で一斉に使用できなくなることはないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>(外部電源) 島根2号機の外部電源は、以下の2ルート3回線の送電線を接続している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・北松江変電所に連系する220kV送電線2回線 ・津田変電所に連系する66kV送電線1回線 <p>また、申請対象外ではあるが、緊急時には、北松江変電所に連系する500kV送電線2回線からも、3号機と所内電源系を介して受電可能としている。</p> <p>これらの送電線に対して、以下の対策等を実施することにより、外部電源の信頼性を向上させている。</p> <p>＜送電線の分離対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一の鉄塔に全ての送電線を架線しない ・送電線の近接箇所及び交差箇所において異常があった場合にも、いずれか1回線が使用可能であることを確認 <p>なお、申請対象の220kV送電線と66kV送電線の交差箇所において異常があった場合には、自主対策として非常用ディーゼル発電機の燃料容量である7日以内に66kV送電線を復旧することとし、そのための資材を当社敷地内に保管</p> <p>＜送電鉄塔の信頼性確認＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・盛土崩壊、地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響を評価し、抽出した鉄塔について現地踏査を実施し、鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認 ・一部の鉄塔については、地形要因等を考慮して風速を割り増す設計、着氷雪荷重の考慮や雪害防止対策品を採用 <p>＜【自主対策】耐震性を考慮した受電設備の設置＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震により通常受電設備の機能喪失があった場合においても2号機に外部電源が供給できるよう、発電所高台(EL44m)に耐震性を考慮した代替受電設備を設置(第2-66kV開閉所) <p>なお、外部電源からの受電が出来なくなった場合には、自動的に非常用ディーゼル発電機から受電する。</p> <p>(非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機)) 島根2号機の非常用ディーゼル発電機は、安全施設等の機能を</p>

確保するために必要な容量を、A系、B系、HPCS系の区分ごとに各1台合計3台有しており、多重性及び独立性を考慮して、3台は異なる場所に設置している。

3台の非常用ディーゼル発電機は、主たる共通要因（地震・津波・火災・溢水）に対し、以下のとおり頑健性を有している。

- ・地震…基準地震動に対し建物および電源設備が機能維持できることを確認
- ・津波…防波壁等で敷地への津波の流入を防止し、浸水させない
- ・火災…3時間耐火能力を有するコンクリート壁等で異なる系統の非常用電気盤を分離
- ・溢水…地震による溢水及び消火設備からの被水を考慮しても異なる系統の非常用電気盤が同時に機能喪失しない

また、非常用ディーゼル発電機の燃料貯蔵タンクは、各系列のディーゼル発電機を7日間以上連続運転できる容量を各系列で有している。

（重大事故等対処設備（ガスタービン発電機・電源車））

外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機が故障（「全交流動力電源喪失」）した場合に備え、以下の代替交流電源設備を新たに設置する。

- ・ガスタービン発電機（常設代替交流電源設備）
2台（うち予備1台）
- ・高圧発電機車（可搬型代替交流電源設備）
7台（うち予備1台）

ガスタービン発電機及び高圧発電機車は、地震、津波、火災、溢水に対し、非常用ディーゼル発電機と同時に故障することを防止するため、以下のとおり設計する。

- ・地震…基準地震動で機能維持できるよう設計
- ・津波…津波が到達しない位置に設置

（ガスタービン発電機…ガスタービン建屋（EL44m）
高圧発電機車 …第1保管エリア（EL50m）
第3保管エリア（EL13～33m）
第4保管エリア（EL8.5m）

- ・火災…電路に難燃ケーブルを使用、ガスタービン発電機建物には異なる感知方式の火災感知器及びガス消火設備を設置、設備設置場所を分散配置、発電機から給電する高圧母線には遮断器及び保護継電器を設置し、電氣的に分離
高圧発電機車は、原子炉建物等、ガスタービン発電機とは距離的に離れた場所に配備
- ・溢水…溢水評価を実施し、機能喪失しないことを確認

	<p>また高圧発電機車は、屋外に設置する環境条件を考慮し、以下のとおり設計する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・降水・凍結で機能喪失しないよう防水・凍結対策を行える設計 ・風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを確認 <p>【自主対策】非常用所内電源系の相互接続</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2号機非常用所内電源系は、他号炉の非常用ディーゼル発電機に依存しない。また、島根1号及び3号機を相互に接続することで、安全性が向上する。なお、通常時は号炉間の両端の遮断器を開放することにより2号機非常用所内電源系の分離を図る設計とする。
<p>顧問の意見</p>	<p>①新規制基準で要求されている条件が変わったからこういう電源対策をやっているとの説明だとわかりやすい。(吉川顧問)</p> <p>②発送電分離が進行する状況では、外部電源の信頼性や運営は別会社の話となるが、中国電力との関係は整理できているか。(吉川顧問)</p> <p>③廃止措置中の1号機からの交流電源供給することだが、非常用の設備は残すということか。また、1号機は廃止措置中なので、いずれはまた別の対策を取るのか。(勝田顧問)</p> <p>④火山灰で電源喪失することは想定しなくてよいのか。56cmも積もると電源車は全く動けないのでは。(杉本顧問)</p> <p>⑤外電喪や全電喪について、いろんな設備対応を行うことで何が防げるのか、どういう事象展開を防いでいるのか、もう一步先に進んで言った方が県民の方々も安心するのではないかと。また、個々の設備がどの程度高額か明らかにした方が県民の興味を引くのではないかと。PRの観点ということをもう少し考えてもよいのではないかと。(二ノ方顧問(コメント))</p> <p>⑥ガスタービン発電機の燃料は何で、燃料はどの程度の容量を確保しているのか。(二ノ方顧問)</p> <p>⑦(顧問意見④に対する回答について)ホイールローダで除灰できれば、電源車を動かすことも想定しているのか。(杉本顧問)</p> <p>⑧(顧問意見④に対する回答について)非常用ディーゼル発電機が何らかの理由で全て故障したらどうするのか。(杉本顧問)</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準では、複数の電源供給元から外部電源を供給できること、全ての送電線が同一鉄塔に架線されないこと、非常用ディーゼル発電機の燃料容量増強や、他号炉の非常用電源に過度に依存しないこと、常設代替交流電源設備を設けること、可搬

型代替交流電源設備を設けること、バッテリーの強化などが求められている。

- ・設置許可基準規則における主に電源関係の条文は、設計基準対処施設として第33条（保安電源設備）および第14条（全交流動力電源設備）、重大事故等対処施設として第57条（電源設備）が該当する。また、これら条文要求設備としては、第33条は外部電源（送電線）や非常用電源設備（非常用ディーゼル発電機）、第14条は非常用蓄電池、第57条は常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）や可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）、所内常設蓄電池式直流電源設備などが対象となる。

（顧問の意見②について）

- ・送電線の復旧作業は、中国電力から分離した中国電力ネットワークが実施する。中国電力と中国電力ネットワークは協定を結んでおり、事故対応を確実にやってもらうということで、手順等も定めている。

（顧問の意見③について）

- ・1号機のディーゼル発電機は機能維持をしており、2号機側で受電できるようにしているが、1号機は2号機ほど耐震性等の確認を取られていないため、自主対策としている。
3号機の審査が通れば、2号と3号で電源融通することや、50万Vの送電線が生きていれば、そちらからも受電できるため、更に信頼性が向上すると考えている。

（顧問の意見④について）

自然災害対策小会議の論点<33>で回答

- ・電源が喪失しないよう非常用ディーゼル発電機の吸気系にフィルタを設置する。なお、火山事象発生時の対応として電源車の機能に期待していないが、敷地内の除灰ができるホイールローダを準備している。

（顧問の意見⑥について）

- ・ガスタービン発電機の燃料は軽油を使用している。燃料の保有量としては、重大事故等発生時において、7日間の外部電源喪失を仮定しても重大事故等に対処するために必要な設備に対して、連続で電力を供給することが可能な容量として560kLを屋外タンクに有している。

（顧問の意見⑦について）

	<ul style="list-style-type: none">・火山事象に対して、非常用ディーゼル発電機等の常設施設を防護する設計としているが、電源車が必要になった場合は、ホイールローダで除灰した上で電源車を使用する。 <p>(顧問の意見⑧について)</p> <ul style="list-style-type: none">・交流電源を必要としないタービン駆動の原子炉隔離時冷却系や高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却を行うよう手順を整備することとしている。
--	---

項目	<p>＜5＞ 交流電源喪失時、給電が再開するまで蓄電池で事故対応ができるか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>(全交流動力電源喪失時の対応) 外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が故障(「全交流動力電源喪失」)した場合は、原子炉の蒸気で駆動する原子炉隔離時冷却系を使用することにより、原子炉停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、必要な設備(原子炉隔離時冷却系制御装置、逃がし安全弁、原子炉水位計等の計装設備、非常用照明等)に電源供給が可能な非常用直流電源設備を備えている。</p> <p>(非常用蓄電池等) 直流電源で動作する機器類は、交流電源設備から充電器を介して給電されているが、全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な及び原子炉格納容器の健全性確保に必要な設備への電源供給を一定時間まかなう容量をもった、以下の3系統6組の非常用蓄電池・充電器及び分電盤等から構成される非常用直流電源設備を設置している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 115V蓄電池等 3組(A系、B系、HPCS系用) ・ 230V蓄電池等 1組 (原子炉隔離時冷却系関係機器(復水ポンプ等)用) ・ 24V蓄電池等 2組(中性子計装用) <p>これらの非常用蓄電池及びその付属設備は、非常用3系統を別の部屋に設置しており、多重性及び独立性を確保すること、地震、津波、火災、溢水の観点からこれら共通要因により機能が喪失しないよう、以下のとおり頑健性を有していることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震…基準地震動に対し建物および非常用所内電源設備が機能維持できることを確認 ・ 津波…防波壁等で敷地への津波の流入させない ・ 火災…非常用蓄電池及びその付属設備を設置している蓄電池室、充電器室、計装用電気室は3時間耐火能力を有する耐火壁により分離 ・ 溢水…溢水評価を実施し、蓄電池、充電器、計装用電気の機能を失わないことを確認 <p>また、全交流動力電源喪失した場合に交流電源からの給電が再開するまでの時間を、訓練実績等から想定し、この時間を超えて蓄電池から給電が行えるよう、以下のとおり設計している。</p>

<給電再開時間の想定>

- ・ガスタービン発電機からの給電開始
全交流動力電源喪失時から 70分 (訓練実績 42分)
- ・1号機の非常用ディーゼル発電機からの給電開始
ガスタービン発電機起動失敗から 95分 (訓練実績 67分)
- ・高圧発電機車からの給電開始
1号機からの給電失敗から 275分 (訓練実績 200分)
(合計) 440 (7時間 20) 分

<蓄電池の容量 (稼働時間) >

- ・115V蓄電池 (A系、B系、HPCS系) … 8時間以上
- ・230V蓄電池 (RCIC) … 24時間以上
- ・24V蓄電池 (中性子計装用) … 4時間以上

なお、中性子計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行い、以降は115V蓄電池を用いて出力及び制御棒位置により原子炉停止維持確認を行うので、24V蓄電池は4時間分の容量として問題ない。

(重大事故等対処設備 (蓄電池・充電器等))

上記の蓄電池が故障又は枯渇した場合等に備え、以下の代替直流電源設備 (蓄電池・充電器等) を新たに設ける。

- ・B1-115V蓄電池等 1組
(所内常設蓄電池式直流電源設備、B系増強用)
…8時間後以降、B-115V蓄電池から原子炉隔離時冷却系を含めた一部の負荷を切替え、16時間(合計 24時間)電源供給
- ・SA用 115V蓄電池等 1組
(常設代替直流電源設備、高圧原子炉代替注水系用)
…高圧原子炉代替注水系のタービンへ蒸気供給する電動弁のほか、関係計装設備へ交流電源喪失から 24時間電源供給

これらの設備は、A系・HPCS系蓄電池等に対し、位置的分散を図るとともに、地震、津波、火災、溢水の共通要因により同時に機能が喪失しないよう、以下のとおり独立性を有する設計とする。

- ・地震…基準地震動に対し建物および電源設備が機能維持できることを確認
- ・津波…防波壁等で敷地への津波の流入させない
- ・火災…非常用蓄電池及びその附属設備を設置している蓄電池室、充電器室、計装用電気室は3時間耐火能力を有する耐火壁により分離
- ・溢水…溢水評価を実施し、蓄電池、充電器、計装用電気の機能

	<p>を失わないことを確認</p> <p>また、高圧発電機車（交流電源）からSA用充電器を介することで、可搬設備からも直流が給電可能な設計とする。</p>
顧問の意見	<p>①蓄電池が持つ8時間以内に交流電源を接続するとしているが、蓄電池自身の信頼性はどうか。（宮本顧問）</p> <p>②通常時は、蓄電池はスタンバイ状態か。それとも常に制御等に使っているのか。（二ノ方顧問）</p>
中国電力の回答	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用3系列を別の部屋に設置しており、どこの蓄電池が使えなくなってもあとの2系列は使えるように設置している。また、基準地震動Ssに対して機能喪失しないようにする、火災についても3時間耐火で壁を作って、他の一つが火災で喪失しても他の部屋に及ばないような設計をしている。 <p>（顧問の意見②について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時において蓄電池は充電状態であり、使用していないが、蓄電池に接続される直流電源が必要となる負荷（制御電源、非常用照明等）に対しては以下のとおり給電しており、以下の運用としている。 <p>【通常運転時】 交流電源を使用し、充電器で交流から直流に変換して負荷に対して給電。この時、蓄電池は充電状態で待機。</p> <p>【全交流動力電源喪失時（SBO時）】 通常運転時では充電状態であった蓄電池からの給電に自動的に切替わり給電を開始。蓄電池から給電が継続されている間に、交流電源の復旧を行う。</p> <p>【交流電源復旧後】 通常運転状態と同じく、充電器を使用して負荷に対して給電するとともに、蓄電池に対して充電を行う。</p>

エ その他異常発生防止対策

項目	<6> サイバーテロを含む不正アクセス対策はされているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p><サイバーテロ> 安全保護回路（原子炉保護系、工学的安全施設作動回路）のうちデジタル化している部分について、不正アクセス行為その他電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとするため、以下の対策を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・物理的及び電氣的アクセスの制限対策 ・ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策 ・外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策 ・システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策 ・耐ノイズ・サージ対策 ・ウイルス侵入防止について、供給者への要求事項及び供給者で実施している対策 <p>また、核物質防護対策のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、不正アクセス行為を受けることがないように、当該システムに対する外部からのアクセスを遮断する。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①核物質防護として、テロリストが銃器を持って侵入してくるということは考慮されているのか。（吉川顧問）</p> <p>②サイバーテロは今後ますます巧妙化されると予想される。ハード、ソフト両面の対策はもとより、社内的にも深い専門知識を有するような担当部署が必要ではないか。（芹澤顧問）</p> <p>③これまでのサイバーテロを見ると、サイバーテロは人間を含めて脆弱性のあるところを狙う。人間の脆弱性とは、つまりコンピューターに不得意な人に不正操作を正しいと思わせて操作させる。ATENAのサイバーテロのマニュアルもそこまで考えておかないと難しい。（勝田顧問（コメント））</p> <p>④スリーマイルや福島第一原発事故もそうだったが、実際の計測装置が正しい値を示しているかというところで混乱が生じた。安全制御だけでなく、普段のモニタリングが正しいかどうかも重要。（勝田顧問（コメント））</p> <p>⑤日本では考えにくいかもしれないが、発電所内部の人が外部に協力してテロが行われるというのが一番怖い。内々にでも考えてもらいたい。（杉本顧問）</p>

	<p>⑥情報セキュリティはどうしても各個人のモラルに対策を求める事が多いが、作業員とか構成員の中にモラルに欠ける人がいたときの対策は何かあるか。(宮本顧問)</p> <p>⑦柏崎刈羽であった制御室不正入室や侵入検知設備の長期故障等について、島根には何か影響ないか。(二ノ方顧問)</p>
中国電力の説明	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 新規制基準ではサイバーテロ対策が求められており、物理的なテロについてはこれまでどおり厳しい規制がなされている。新規制対応ではなく、従前の規制で検査を受けたり確認を受けたりする活動を継続して万全を期する。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> A T E N A (ATomic ENergy Association : 原子力エネルギー協議会) のサイバーセキュリティーに関する自主ガイドに基づき、社内的な体制なども準備しつつあり、事業者が自主的にサイバー対策をやっていく。 <p>(顧問の意見⑤⑥について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部脅威者については実用炉則の要求に基づき、信頼性確認制度が構築されている。重要施設に入る方々は性格、アルコール、薬物といった検査を受け、一通り合格した方を常時立ち入る方々として認めている。 <p>また、保守作業員等の不正アクセスに対しては、2人1組で作業する、カメラで監視する、重要施設は認証された方しか入れない、というような対策により工事作業中においても不正アクセスを防止する対策を講じている。</p> <p>(顧問の意見⑦について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 東京電力HDから事案の共有を受け、島根原子力発電所において、不正IDの利用や核物質防護設備の機能の一部喪失の事案が発生していないことを確認している。 <p>本事案については、現在、東京電力HDにおいて、詳細な原因の究明および必要な対策の実施に向けた検討が進められているものと承知している。当社においても、その状況を踏まえながら、必要に応じて適切に対応していく。</p>

② 重大事故対策（シビアアクシデント対策）

ア 重大事故の想定と対策

項目	<7> どのような重大事故を想定して、どのような設備で対処するのか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p><重大事故に至る可能性のある事象の想定> 「別紙1」のとおり、重大事故に至る可能性のある事象を想定し、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価している。</p> <p><重大事故対策の有効性を判断する基準> (1) 運転中の原子炉における炉心損傷防止 原子炉が高温停止または冷温停止に至るまでの間、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下となること ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍または限界圧力以下となること ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力または限界圧力以下となること ・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度または限界温度以下となること ・格納容器圧力逃がし装置を使う場合は、敷地境界での実効線量が 5mSv 以下であること 等 <p>(2) 運転中の原子炉における格納容器破損防止 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれるまでの間、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力または限界圧力以下となること ・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度または限界温度以下となること ・Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること ・熔融燃料-冷却材相互作用によって原子炉格納容器が破損しないこと ・水素爆轟を防ぐため、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること ・熔融炉心による侵食によって格納容器の支持機能を喪失しないこと及び熔融炉心が冷却されること 等 <p>(3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料有効長頂部が冠水していること ・放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること ・未臨界が維持されていること <p>(4) 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止</p>

	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料有効長頂部が冠水していること ・放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること ・未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。） <p><各想定における設備の使用可否状態> 「別紙2」のとおり。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①想定事故1、2は燃料プールの話で、福島第一原発事故を想定した場合こういったものは同時進行的に起こる。独立して対応した検討だけでは十分ではないのではないか。（芹澤顧問）</p> <p>②例えばPRAは自社のデータを使っている等、柏崎刈羽6、7号と大きく違う点はあるか。（杉本顧問）</p> <p>③有効性評価の結論だけでなく、対策の中の1つの操作によって炉心温度や格納容器、燃料棒の健全性がどのように担保されているのかを示してほしい。（芹澤顧問）</p> <p>④ISLOCAシナリオにおいて、現場操作で破断箇所を隔離するとしているが、現場の放射線量、作業時間はどの程度か。（芹澤顧問）</p> <p>⑤格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて、格納容器バウンダリにかかる温度の最大値（約197℃）と判断基準（200℃未満）の差はごく僅かだが、誤差の範囲をどう評価しているのか。（芹澤顧問）</p> <p>⑥様々な重大事故を想定していて、それに応じた対策がされているが、ある事象が起きたときに、対策をとる判断が躊躇なくできる体制は整えられているか。（宮本顧問）</p> <p>⑦高圧・低圧注水機能喪失シナリオにおいて、燃料被覆管最高温度は燃料を10分割したうち下から8番目の位置での値（約509℃）としているが、冠水が遅くなる下から9番目、10番目の位置の温度も確認したい。また、温度と水位が一定になっている45分以降もボイドが発生していると思うが、どういう状態になっているのか。（芹澤顧問）</p> <p>⑧燃料破裂の判定ラインが2本提示されているが、安全上のスタンスとして、ベストフィット曲線と平均値から偏差を引いた線のどちらを優先して考えるのか。（芹澤顧問）</p> <p>⑨全交流電源喪失・逃がし安全弁再閉失敗シナリオにおいて見られる原子炉水位のスパイク状の上昇は、減圧沸騰によって見かけ上の水位上昇が短時間だけ発生したものと解釈されているが、発生した蒸気による原子炉圧力容器の加圧が見られない。蒸気は凝縮したのか、外部へ放出されたのか。（芹澤顧問）</p>

- ⑩原子炉停止機能喪失シナリオにおいて、燃料被覆管温度が急上昇しすぐに元に戻る挙動がある。上昇側は沸騰遷移と説明されているが、すぐに温度低下が起きる理由は何か。(芹澤顧問)
- ⑪熔融炉心が落下しても格納容器下部床面のコンクリートの侵食は0 cmと評価しているが、落下する熔融炉心の量はどの程度を想定しているのか。また、侵食が起きる量はどの程度か。(芹澤顧問)
- ⑫重大事故時に備えての緊急手順の設計と検証を実際にどのようなやり方で行っているのか。(吉川顧問)
- ⑬沸騰遷移を生じさせないことは伝熱学の見地から非常に重要であるが、原子炉停止機能喪失シナリオにおいて、なぜ沸騰遷移が起きたのか。起きないようにできないのか。(芹澤顧問)
- ⑭沸騰遷移後にすぐに温度が元に戻るのは非現実的に見える。解析された表面熱流束の計算値と沸騰遷移が生じる限界熱流束値との比較データはどうなっているか。また、沸騰遷移が起きた後に核沸騰に戻る現象をどう解析したのか。(芹澤顧問)
- ⑮沸騰遷移が生じたとする燃料被覆管の領域はどこか。そしてそれ以外の領域ではどのような現象が生じていると評価したのか。また、沸騰遷移が生じながらも被覆管温度が融点より遙かに低い温度で止まっているのは何故か。(芹澤顧問)
- ⑯残留熱代替除去系で除熱系を強化しているが、エアクーラー(空冷式のもの)で置き換える話はなかったか。(二ノ方顧問)
- ⑰芹澤先生が仰るように、有効性評価は結果だけを出して良しとするのではなく、結果に至ったプロセス、考え方を詳らかにして、そういう情報を共有するのは大切だと思う。電力には必要十分以上、十二分に情報を出すことをお願いしたい。(二ノ方顧問 (コメント))
- ⑱(顧問意見⑭の回答に関連して)原子炉停止機能喪失シナリオについて、主蒸気隔離弁誤閉止から2.5秒後にATWS緩和設備が作動して出力低下し、蒸気膜が無くなることで燃料被覆管が急冷(クエンチング)するとしているが、沸騰遷移とクエンチングは逆の現象であり大きいヒステリシスがあるので、相当出力が下がらないとクエンチングは起きないように思う。クエンチングが起きる熱流束あるいは出力はどのように求めたのか。(芹澤顧問)
- ⑲沸騰遷移開始と原子炉圧力高信号までの時間差はどの程度か。また信号の2.5秒後にATWS緩和設備が作動するというタイミングはどのような観点から設定したのか。2.5秒で安全性が担保されるのか。(芹澤顧問)
- ⑳Dougal-Rohsenow式は膜沸騰熱伝達係数を

2. 25倍過大評価するという報告もあり、必ずしも保守的とは言いきれない部分がある。式の精度や誤差によってシナリオが崩れるなら沸騰遷移を回避する操作が必要になる。本当に事象が起きたときに安全が担保されるのか。(芹澤顧問)

⑳燃料被覆管温度の解析に用いたコードや計算条件を教えてください。沸騰遷移のような三次元のローカルな現象を一次元的なモデルで評価する場合は、保守的でないとだめ。今やっている解析の保守性を確認したいので、どういう計算をしているか表に整理して示してほしい。(二ノ方顧問)

㉑TRACの3Dモデルを使ってBWR燃料集合体の沸騰遷移をどう解析したのか、計算結果を評価判断するために具体的に教えてほしい。(二ノ方顧問)

㉒緊急時対策要員の活動が一番多いシナリオはDCH（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）とのことだが、この時に要員がしなければいけない作業は何で、何人必要なのか。(吉川顧問)

㉓同じ人が10時間以上も作業するのは大変ではないか。また誰が指揮をするのか。(吉川顧問)

㉔人が作業する場合、このタイミングまでに操作しないと状況が回復できないというクリティカルなポイントがあると思うが、分析されているか。(吉川顧問)

㉕雰囲気圧力・温度による静的負荷シナリオでは、格納容器圧力バウンダリにかかる温度の最大値の解析結果が約197℃に対して判断基準は200℃未満となっており、解析コードのモデルの不確実性、初期条件や境界条件の誤差等を考慮すれば、裕度が3℃というのはあまりにも小さすぎるのではないか。(杉本顧問)

㉖(顧問意見㉑に対する回答について)修正Daugall-Rohsenow式の保守性は蒸気膜中の液滴を考慮していない点だと思うが、燃料被覆管温度が1,000℃近くなると蒸気中の液滴は著しく減少し、保守的であるという主張の根拠は成り立たないと思う。境膜温度における物性値を用いることは修正式の保守性とは別の議論であり、修正式が保守的と主張するならば定量的にどの程度保守的なのか説明をいただきたい。(芹澤顧問)

㉗(顧問意見㉑に対する回答について)沸騰遷移のような非常にリスクの高い現象に対しては、用いた式の精度や誤差を考慮しても十分な安全性が担保されていることを示す必要があると思う。伝熱関係の相関式は一般に非常にデータがばらつき、精々±20%の予測精度があれば良い相関式と言えるので、今回の場合は沸騰遷移を回避する操作が必要なのではないか。(芹澤顧問)

	<p>②⑨実際の炉心の中の流れは気液 2 相流が 3 次元的に振る舞う複雑な現象であり、解析でどこまで再現できているのかということもある。評価全体が解析至上主義になりすぎているように思う。実際には起こり得る現象を念頭に置いた安全対策を心がけていただきたい。(芹澤顧問)</p> <p>③⑩(顧問意見②に対する回答について) 3 次元的な出力振動現象の話ではなく、3 次元的な流量分布やボイド率分布を考慮した物理的にもっともらしい計算結果と、空間依存性を縮約した計算結果の差にどう保守性が担保されているか示して欲しい。複雑な現象を簡単な計算で行うと、実現象とは違うものを追いかけていることになるので、実現象との差を評価しないとけないと思う。(二ノ方顧問)</p> <p>③⑪原子炉停止機能喪失シナリオでの最高温度 8 1 8℃とは、時間的に追いかけた結果か、定常状態で計算した結果か。(二ノ方顧問)</p> <p>③⑫(顧問意見②④⑤に対する回答について) 人員構成と事故対応について、PWR の伊方原発では想定どおりに人が集まらない場合にどうするかも含めて検討されていたように思うが、BWR の島根原発も同様か。(吉川顧問)</p> <p>③⑬シビアアクシデント解析コードの使い方については、解析を実際に担当しているメーカーも含め全体の考え方を聞くと良いのではないかと思う。(吉川顧問)</p> <p>③⑭常設設備だけでなく可搬設備を動かしてシビアアクシデント対応を行うのが新規制基準の目玉なので、そのストーリー作りを BWR 内でどうやっているか取り組みを紹介されるとよいのではないか。(吉川顧問 (コメント))</p> <p>③⑮(顧問意見②に対する回答について) 解析コードの表(論点< 8 >の別表)に TRACG の記載が無かったので、どういう使い方をしているか分かるよう掲載してほしい。(吉川顧問)</p> <p>③⑯中国電力のシビアアクシデント対応計画の特徴があれば補足していただきたい。(吉川顧問)</p>
中国電力の回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転中における原子炉及び燃料プールの冷却等に影響を及ぼす福島第一原子力発電所の事故のような事象が発生した場合においても、原子炉と燃料プールの各々において対策を講じているため対応は可能である。なお、燃料プールについては想定事故 1、2 で有効性を確認している燃料プールスプレイ系に加え、既存の燃料プール冷却設備を SA 時でも使用できるよう対策している。

(顧問の意見②について)

- ・重大事故等の想定と対策については、規制基準を満足するように事故シナリオの想定と対策を行っており、柏崎刈羽6, 7号と大きな差異はないものとする。またPRAについては国内原子力発電プラントの一般故障率データを用いて評価を行っているが、自社データを反映した感度解析によりその影響が軽微であることを確認している。

(顧問の意見③について)

- ・解析図として、原子炉圧力の推移、原子炉水位の推移、燃料被覆管温度の推移、破裂判定曲線、格納容器圧力の推移、格納容器温度の推移を追加した。解析図の中に、操作等との関連の説明を加えた。

(顧問の意見④について)

- ・現場の放射線量は8mSv/h、作業時間は1時間を想定しており、作業員の受ける被ばく線量は8mSvと考えている。

(顧問の意見⑤について)

- ・解析には少し誤差があると考えているが、崩壊熱が一番高い等の保守的条件での解析結果であること、また温度が厳しくなる格納容器ヘッドの部分は、シール材の変更や直上の原子炉ウェルへの注水といった自主対策を行っているため、十分大丈夫だと考えている。

(顧問の意見⑥について)

- ・中央制御室の運転員含めて常時47名を常駐させ、要員参集後は101名の対応体制をとることとしており、副原子力防災管理者もしくは発電所長の下で対応する。

(顧問の意見⑦について)

- ・9番目と10番目の燃料被覆管最高温度は、それぞれ約501℃、約461℃であり8番目(約509℃)よりも低い結果となっている。
- ・炉心が再冠水する約45分後以降は、核沸騰に基づくボイドの発生が継続しており、燃料被覆管温度が最高となる8番目のノードにおけるボイド率は、約0.6で推移する。

(顧問の意見⑧について)

- ・有効性評価は、最適評価手法を基本としていることに鑑み、燃料被覆管破裂の判定は、ベストフィット曲線を用いている。

- ・なお、破裂判定に際して考慮する燃料被覆管温度は、線出力密度等、保守的な解析条件を用いて算出していることから、ベストフィット曲線を用いた破裂判定は、保守性が確保されている。

(顧問の意見⑨について)

- ・減圧沸騰に伴い発生した蒸気は全て逃がし安全弁を介してサブレーション・チェンバに逃げている。

(顧問の意見⑩について)

- ・原子炉停止機能喪失の有効性評価においては、主蒸気隔離弁閉止による原子炉圧力の上昇により原子炉出力が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が発生することで燃料被覆管温度が上昇する。沸騰遷移の発生により上昇した燃料被覆管温度は、原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）信号でA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動（約2.5秒後）することによる出力低下に伴い再び水に覆われた状態（リウエット）となることで低下する。

(顧問の意見⑪について)

- ・全炉心が落ちたと仮定して評価している。そのため、これ以上評価としては厳しくならない。

(顧問の意見⑫について)

- ・重大事故への進展防止、重大事故に至る可能性がある場合又は重大事故に進展した場合に備えて、運転員が使用する手順として、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」、「事故時操作要領書（事象ベース）」、「事故時操作要領書（徴候ベース）」、「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」及び「AM設備別操作要領書」を整備している。また、緊急時対策要員が使用する手順として、「緊急時の措置要領」、「緊急時対策本部対応手順書」、「原子力災害対策手順書」及び「緊急時対策所運用手順書」を整備している。
- ・有効性評価における各作業時間については、上記手順書を用い要素訓練等の現場実地訓練により作業成立性を確認した時間となっている。また、有効性評価のシーケンスと同様に一連の作業を実施した場合の作業成立性については、第858回審査会合にて、同一の緊急時対策要員で実施する作業が最も多いシーケンスにおいて、一連の作業を実施した場合においても、その作業時間が想定時間内に収まることを現場実地訓練にて確認を行い、当該シーケンスの作業成立性を示している。

なお、今後、有効性評価のシーケンスの作業成立性確認は、保安規定に基づく確認事項として、伊方発電所等の既に稼働しているプラントと同様に再稼動前に実施することになる。

(顧問の意見⑬について)

- ・ 沸騰遷移を生じさせないことは重要であり、既許可の運転時の異常な過渡変化の評価においては、沸騰遷移が生じない対策の確認をおこなっている。具体的には、「主蒸気隔離弁の誤閉止」では、主蒸気隔離弁がある程度（10%）閉鎖した段階で原子炉をスクラムすることで沸騰遷移の発生を防止している。
- ・ スクラム系は信頼性が高い設計を行っているが、今回の「原子炉停止機能喪失」では、このスクラムに失敗することを前提に評価している。そのため、沸騰遷移の発生自体が判断基準にはなっておらず、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下を判断基準としている。
- ・ なお、新規制以前においても、運転時の異常な過渡変化を超える事象である設計基準事故に対しては、沸騰遷移の発生の防止までは求められていない。

(顧問の意見⑭について)

- ・ BWRではMCPR（最小限界出力比）により燃料の冷却状態を監視している。全燃料棒本数の99.9%以上が沸騰遷移を起こさない限界のMCPRをSLMCPRとして定めており、運転時の異常な過渡変化の解析では、事象を通じてMCPRはSLMCPRを下回らないことを確認している。今回の、「原子炉停止機能喪失」において、解析コードでは、MCPRがSLMCPRに達した場合に保守的に沸騰遷移が発生するとして扱っている。
- ・ 沸騰遷移時の挙動は日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」に示される手法により評価している。
- ・ 沸騰遷移の開始予測は、限界出力試験のデータにより求められた沸騰遷移相関式（GEXL相関式）によって評価している。また、沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達は燃料被覆管温度を高めに評価する修正 Dougall-Rohsenow 式を適用している。
- ・ 膜沸騰から核沸騰への遷移はリウエットすることで発生する。リウエットの判定は日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」で推奨される相関式1と相関式2のうち、沸騰遷移の持続時間を長く評価する相関式2を用いて判定している。
- ・ リウエットの判定は保守的な評価と考えているが、仮にリウエ

ットを考慮しないこととした場合の評価も実施しており、この場合でも判断基準を満足することを確認している。

(顧問の意見⑮について)

- ・燃料被覆管温度の解析図で示しているのは燃料被覆管温度が最高となる13ノード（発熱部25分割中の下から13番目の位置）の温度推移であるが、それ以外のノード（13ノードから25ノードの間）においても沸騰遷移は発生している。
- ・沸騰遷移時の各ノードの温度は、回答⑭で示した扱いにより評価を実施しており、膜沸騰時の冷却材への熱伝達の考慮により、燃料被覆管温度は融点まで上昇しない結果となっている。
- ・13ノードより上部のノードは、沸騰遷移継続時間は長いですが、線出力が13ノードより小さいため燃料被覆管温度の最高値は13ノードより低い結果となっている。参考まで、13ノード及び20ノードの温度推移を同じ図に示す。

(顧問の意見⑯について)

- ・当社の重大事故等対処設備（SA設備）である残留熱代替除去系は、現状、海水冷却を用いる設計としており、空冷式を採用する予定はない。
- ・一方、空冷式の循環冷却については、特定重大事故等対処施設（特重施設）における設備対策として議論されており、2020年3月12日の原子力規制委員会において、BWRプラントにおける原子炉格納容器の過圧破損防止対策の設備構成として、以下の2ケースが規制要求事項と整合することが示されているが、特重施設においても、当社としては、ケースAの設備構成とする方針であり、空冷式の循環冷却を採用する予定はない。

【ケースA】

< SA導入段階での措置 >

- ・格納容器代替循環冷却系（海水冷却）
- ・フィルタベント<大型航空機の衝突耐性なし>

< 特重導入段階での追加措置 >

- ・フィルタベント<大型航空機の衝突耐性あり>

【ケースB】

< SA導入段階での措置 >

- ・格納容器代替循環冷却系（海水冷却）
- ・フィルタベント<大型航空機の衝突耐性あり>

< 特重導入段階での追加措置 >

- ・循環冷却設備（空気冷却）<大型航空機の衝突耐性なし>

(顧問の意見⑰について)

- ・リウエット（クエンチング）の判定は日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」で推奨される相関式1と相関式2のうち、沸騰遷移の持続時間を長く評価する相関式2を用いて判定している。
- ・相関式2は、燃料集合体内の軸方向着目位置の流路断面平均クオリティがリウエットクオリティを下回ったときにリウエットが発生するという考えに基づいており、現象論的に作成した相関式である。過渡状態におけるリウエットクオリティは限界クオリティ（GEXL相関式から求めた沸騰遷移を生じるクオリティ）を下回る傾向にある。

(顧問の意見⑱について)

- ・原子炉スクラムの作動設定値である「原子炉圧力異常高」設定点は7.23MPa[gage]、ATWS緩和設備の作動設定値である「ATWS緩和設備原子炉圧力高信号」の設定点は7.41MPa[gage]である。ATWS緩和設備は原子炉スクラムに失敗した場合に用いる設備であることから、スクラム設定値より高く、主蒸気逃がし安全弁の吹き出し圧力の設定値（最小値7.58MPa[gage]）より低い値で設定している。
- ・原子炉停止機能喪失シーケンスの解析では、原子炉スクラムに失敗する想定であり、第13ノード（燃料被覆管温度が最も厳しくなる位置）においては、事象発生約2.0秒後に沸騰遷移が発生するが、事象発生約2.3秒後には原子炉圧力高信号の設定点（7.41MPa[gage]）に到達し、0.2秒の計装の時間遅れを経て事象発生約2.5秒後にATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動することで炉心流量が減少し、ボイドの増加による出力の低下に伴いクオリティが低下する。中性子束（出力）については、事象発生後約2.1秒で最大となる約948%となるが、ATWS緩和設備が作動することで、事象発生後約5.4秒で約64%まで低下する。それにより第13ノードがリウエットしている。この解析において燃料被覆管の最高温度は約818℃となり、炉心損傷防止対策の有効性評価の判断基準である1,200℃を下回る。

(顧問の意見⑳について)

- ・Dougall-Rohsenow式は熱伝達係数を過大評価するという報告もあるが、これは式中の蒸気温度を飽和温度としていることによるものと報告されている。これに対し、修正Dougall-Rohsenow式は、式中の熱伝導率及びプラントル数で用いている物性値について、蒸気温度に膜温度（燃料被覆管温度と飽和温度の平均値）、レイノルズ数中の密度は飽和温度、粘性係数

は膜温度を用いている。修正 Dougall-Rohsenow 式は、J A E R I (旧原研) 試験で取得された定常ポスト CHF 試験データを用いて、保守的な予測となるよう上記のように蒸気温度を設定するものであることから、保守的な評価となる。

- 原子炉停止機能喪失の事象想定においては、主蒸気隔離弁閉止や各々が独立している制御棒全てが挿入されない想定をするなど評価として厳しい事象を想定し、この状態において炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。しかしながらこの他の事象も含め事象進展の不確かさの考慮が重要であり、仮に燃料被覆管の最高温度が炉心の著しい損傷の判断基準である $1,200^{\circ}\text{C}$ を超え、炉心の著しい損傷に至った場合においても、後段対策である格納容器破損防止の対応を行うことにより、放射性物質の放出を防止しプラントの安全性を確保することとしている。

(顧問の意見⑳について)

- 原子炉出力関係は R E D Y コード、燃料被覆管温度評価については S C A T コードを使用している。
- それぞれのコードの解析モデルと不確かさ、また解析条件 (設定値) とその不確かさについては、有効性評価審査資料 (添付資料 2.5.5) にまとめており、燃料被覆管温度といった評価項目となるパラメータに与える影響について整理している。
- 評価として厳しくなるよう、例えば反応度係数については正の反応度が大きくなるような条件等を用い、最小限界出力比 (M C P R) や燃料棒最大線出力密度 (M L H G R) については通常運転時の制限値とする等、燃料被覆管温度が保守的な評価結果となるような取り扱いをしている。

(顧問の意見㉑について)

- T R A C G コードでの解析は、R E D Y コードでは評価できない中性子束振動の影響を確認するために補足的に実施したものであり、中性子束振動の発生が評価結果に影響を及ぼさないことを確認している。
- T R A C G コードは、原子炉の熱水力挙動を評価する多次元二流体モデル、及び炉心の中性子動特性を評価する三次元中性子動特性モデルに基づいている。
- 二流体モデルは、気相及び液相に対し、質量、運動量及びエネルギーの保存式として解いている。中性子動特性モデルは、三次元の時間依存中性子拡散方程式を解くことで、時間の経過に伴う減速材密度、燃料温度、ほう素濃度及び制御棒の変化に応じて、あらゆる三次元ノードで中性子束及び遅発中性子先行核

濃度を求める。

- ・解析モデルは原子炉圧力容器及びそれに接続される配管をTRACGコードのコンポーネントで模擬している。
- ・沸騰遷移の判定は、原子炉停止機能喪失シナリオの条件ではSCATコードと同様にGEXL相関式により判定している。

(顧問の意見⑳について)

- ・DCHシナリオにおいて、同一の緊急時対策要員（現場）が実施する作業として、①格納容器代替スプレイ系（可搬型）準備操作、②原子炉補機代替冷却系準備操作、③可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給準備があり、これらの操作に必要な要員は、14名である。
- ・上記以外の作業に必要な要員として、中央制御室運転員7名、緊急時対策本部要員5名、緊急時対策要員（現場）5名（燃料補給準備：2名、原子炉補機代替冷却系準備操作（電源ケーブル接続：3名））であり、同一の緊急時対策要員（現場）が実施する作業の要員と合わせて、合計31名の要員にて対応を実施する。

なお、夜間・休日昼間（平日の勤務時間帯以外）を含めて、初動対応のために確保する要員（発電所常駐）は、47名である。

(顧問の意見㉑について)

- ・DCHシナリオにおける同一の緊急時対策要員（現場）が実施する作業は、適宜休憩した上で、実績として約10時間であった（休憩時間含む）。適宜休憩した場合でも、想定する作業時間を超えることはなく、長時間の対応も可能であると評価している。
- ・夜間・休日昼間（平日の勤務時間帯以外）においては、指示者（副原子力防災管理者）、平日昼間（平日の勤務時間帯）においては、所長（原子力防災管理者）の指揮の下、事故等の対応にあたる。

(顧問の意見㉒について)

- ・有効性評価の解析に基づいて作業想定時間を設定しており、各シーケンスシナリオにおいて、クリティカルポイントの分析を行っている。いずれのシナリオにおいても、実施する作業と所要時間（タイムチャート）を整理し、クリティカルポイントまでに対応できることを確認している。
- ・DCHのクリティカルポイントを以下に示す。
[事象発生約5.4時間の原子炉圧力容器破損]

熔融炉心落下前の大量送水車による原子炉格納容器下部への水張りについては、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間であり、その後ペDESTAL 水位 2.4m までの注水は約 1.9 時間で完了する。準備・水張りを含め事象発生から約 5 時間で完了するため、原子炉圧力容器破損まで、0.4 時間の時間余裕がある。

大量送水車による原子炉格納容器下部への水張り作業については、大量送水車の作業時間（実績）が想定している作業時間内に完了することを、訓練等を通じて確認している。

（顧問の意見⑳について）

- ・当該のシナリオでは、格納容器雰囲気温度の最大値は 197℃に至っているが、格納容器壁面温度、すなわち格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は約 181℃であり、解析コードのモデルの不確実性、初期条件や境界条件の誤差等を考慮しても判断基準の 200℃に対して裕度は確保されていると考えている。

（顧問の意見㉑について）

- ・修正 Dougall-Rohsenow 式は JAERI（旧原研）における定常ポスト CHF 試験データと比較して保守的になるよう設定している。式の特徴としては保守的になるよう、膜温度を使用することに加えて、液滴蒸発による影響を無視している（ただし、高温の領域では液滴蒸発の影響が小さくなる）。また、燃料被覆管温度の評価に用いている SCAT コードでは、輻射による熱伝達を無視している。
- ・模擬燃料集合体を用いた過渡沸騰遷移試験が 860℃程度までの領域で実施されており、修正 Dougall-Rohsenow 式による解析値が実験値より保守的となることを確認している。
- ・今回の原子炉停止機能喪失シーケンスの有効性評価解析において燃料被覆管最高温度は約 818℃であり、解析値と実験値の比較で保守性を確認した温度の範囲内であることから、修正 Dougall-Rohsenow 式を十分適用できる温度であると考えている。
- ・上記の温度を超える領域については、蒸気単相の状態において熱伝達率を低く評価する Dittus-Boelter の式と比較し、燃料被覆管最高温度が 1,000℃を超える条件においても修正 Dougall-Rohsenow 式は燃料被覆管温度を高め評価することを確認している。

（顧問の意見㉒について）

- ・新規制基準の対策の検討にあたっては、有効性評価において取

りうる対策（設備、手順）を網羅的に抽出し、対策している。原子炉停止機能喪失シーケンスでは、再循環ポンプトリップ機能やほう酸水注入系などをシビアアクシデント対応設備として整備している。また炉心の著しい損傷の防止が困難なシーケンスに対しては格納容器破損防止対策により対応する。

- 原子炉停止機能喪失シーケンスの前提として、どのような設備対策を実施したとしても制御棒は1本も入らない厳しい事象を仮定している。反応度が最も厳しくなる主蒸気隔離弁閉止時に制御棒挿入に失敗した場合、沸騰遷移発生の回避は困難である。また、解析条件としては、平衡サイクル末期時点の動的ボイド係数に対して1.25×1.02倍をかけた値を使用する等、保守的になるよう設定している。
- 今回の原子炉停止機能喪失シーケンスの有効性評価において、燃料被覆管最高温度は約818℃であることから、判断基準の1,200℃に対して十分余裕があるものと考えている。
- 有効性評価解析におけるリウエットの判定に使用する相関式については、実験値との比較によりドライアウト持続時間を長めに評価することを確認している。また、感度解析として念のためリウエットが全く生じないことを仮定した解析も行っているが、実際には再循環ポンプトリップ機能の作動によりリウエットが生じるものと考えている。

(顧問の意見⑳について)

- 解析の中ではできる限り実際の設備、現象を捉え、解析コードに入れ込む相関式等の数式類を把握し、実現象をしっかり評価できるよう努めている。解析が全て正しいと思いつくことなく、これからも実際のものを忘れないようにしたい。

(顧問の意見㉑について)

- 3次元の解析はある一面では正確な解析だと思うが、運転期間を通じた代表になるかは疑問であり、許認可として全体の保守性を担保する意味では、実現象に対してある程度保守的な結果になることを検証している現状のコードを使用するほうがよいと考える。
- REDY、SCATコードはボイド反応度係数を1.25倍にする等、保守性を持たせて許認可で使用しているものであり、3次元コードTRACGを使って評価した場合と比べると許認可コードのほうが高い温度となることは確認している。

(顧問の意見㉒について)

- 818℃は時間的に追いかけた結果である。

	<p>(顧問の意見⑳について)</p> <ul style="list-style-type: none">・設備の微妙な違いはあるが、基本的にはPWRの考え方を踏襲している。・想定どおりに人が集まらない場合については、8時間までは参集要員を考慮せずに対応できる。 <p>(顧問の意見㉑について)</p> <ul style="list-style-type: none">・PWR同様、解析コードの審査はプラントメーカーや燃料メーカーも入ってもらいBWR各社合同で実施して、使えるコードが適切か確認した上で各社が有効性評価を行っている。 <p>(顧問の意見㉒について)</p> <ul style="list-style-type: none">・論点<8>別表の許認可(添十)解析コードとは別に、TRACGコード等、参考解析に使用したコードの機能と開発者について、別表【2】に示す。 <p>(顧問の意見㉓について)</p> <ul style="list-style-type: none">・BWRとして注水、減圧、除熱をしっかりといたところは共通であり、先行プラントと比べて大きな特徴があるわけではない。
--	---

項目	<p>＜8＞ 想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの大きい事象はないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価の事故シナリオの選定において、従前から整備していたアクシデントマネジメント策、福島第一原子力発電所事故後に実施した緊急安全対策及び重大事故等対処設備等を考慮せず、耐震補強や耐津波補強を考慮した仮想的なプラント状態を評価対象として確率論的リスク評価（以下「PRA」(Probabilistic Risk Assessment)と記載）手法を用いて、必ず想定することとされている事故シナリオ以外に有意な頻度又は影響をもたらす事象があるか検討し、新たに評価対象とすべき事故シナリオはないことを確認している。</p> <p>確認結果は以下のとおり。</p> <p>＜運転中の原子炉における炉心損傷防止＞</p> <p>想定した事故シナリオによる炉心損傷頻度（以下「CDF」(Core Damage Frequency)と記載）は、内部事象・地震・津波によるCDF合計値（1.4×10^{-5}/炉年）の約88%を占めている。</p> <p>想定した事故シナリオ以外に炉心損傷に至るシーケンスは以下のとおり。</p> <p>(1)地震による Excessive LOCA (2)地震による計装・制御系喪失 (3)地震による格納容器バイパス (4)地震による原子炉格納容器損傷 (5)地震による原子炉圧力容器損傷 (6)地震による原子炉建物損傷 (7)地震による制御室建物損傷 (8)地震による廃棄物処理建物損傷 (9)高さ20mを超える津波</p> <p>(1)～(9)は、損傷の規模や緩和機能の状態に不確かさが大きいため、保守的に炉心損傷に直結する事象と整理しているが、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷に直結する事象と仮定してもCDFは10^{-7}/炉年程度と小さいこと ・実際には炉心損傷に直結する程の損傷は考えにくく、機能維持できた設備によって炉心損傷を回避できる場合もあること ・プラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難であること <p>等の理由から、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加する事故シー</p>

	<p>ケンスとはしない。これらの事象が発生した場合は、発生する事象の程度や組み合わせに応じて、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p><運転中の原子炉における格納容器破損防止> 炉心損傷防止対策を講じることで格納容器破損も防止できるものも含めると、想定した事故シナリオによる格納容器破損頻度（以下「C F F」(Containment Failure Frequency)と記載）は、内部事象によるC F F（6.2×10^{-6}/炉年）の約100%となる。</p> <p>想定した事故シナリオ以外に格納容器破損に至るシーケンスについては、原子炉圧力容器内における水蒸気爆発（炉内F C I）によって原子炉圧力容器上蓋が格納容器と衝突し、原子炉格納容器の破損に至る事象について、各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p><運転停止中の原子炉における燃料損傷防止> 想定した事故シナリオによる燃料損傷頻度は、内部事象停止時P R Aによる燃料損傷頻度の100%を占めており、想定した事故シナリオ以外の燃料損傷に至るシナリオは抽出されなかった。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①電力会社自身がプラント固有の弱点を把握して安全性向上に繋げることが大切。P R Aはメーカーがやっていると思うが、電力としてどのように計算結果の妥当性を検討しているのか。メーカーやソフト会社に丸投げではまずい。（杉本顧問）</p> <p>②何か起きたときマイプラントとしておかしいという発想ができるよう、P R Aは設計部だけでなくオペレータまで共有されるべき。（杉本顧問）</p> <p>③地震・津波が起きた時、内部事象による炉心損傷頻度は上がると思うが、内部事象P R Aと地震・津波P R Aが同じオーダーとなっているのはなぜか。（吉川顧問）</p> <p>④P R Aを実施して外部事象特有のシーケンスを取り扱わないことにしているが、P R Aには評価に伴う不確実性があるはず。不確実性をどの程度どう見て、またその根拠はどの程度としてこういう判断に至ったのか。（杉本顧問）</p> <p>⑤福島第一原子力発電所事故のことを考えると、外部事象をどう考えるか、低頻度だけど高影響事象についてどう対策を取っていくのかが事業者に問われている。どう考えているか。（勝田顧問）</p> <p>⑥（④に関連し、）シビアアクシデント解析の不確実性評価に関</p>

	<p>して、PWR各社は日本原子力学会が策定した統計的な安全解析評価に関する標準で提起している EMDAP というモデルで多様なシビアアクシデントシナリオで生じ得る多様なシビアアクシデント現象を解析評価するためにより適切な計算コードを選択し、そのモデルパラメタの選択のための模擬実験データで裏付けるといった”シビアアクシデント解析手法の有効性評価”を規制庁に提出していたように記憶する。BWR各社も同様なことをしているのでないかと考えるが、取り組み状況はどうか。(吉川顧問)</p> <p>⑦リスクモニタを導入されているが、これは運転時のメンテナンスやシャットダウン時のリスクの可視化に非常に役に立つ。どのように利用することを考え、どのようなものを導入しているのか。(吉川顧問)</p> <p>⑧解析コードの機能と開発者は表にして提示して欲しい。(吉川顧問)</p>
中国電力の回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価はメーカーに委託しているが、PRA結果については、自分たちの設備に対して適応可能かどうか、設備と相違ないかチェックをした上で評価結果としてまとめている。 ・継続的な取り組みとしてPRAの拡充及び高度化並びにリスク情報の活用について本社と発電所が連携して取り組み、リスクを低減し安全性を高めていくという活動に努めており、PRAの専門的な知識を有する人材育成にも努めている。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・毎日、毎週、停止時の状態に応じてリスクモニタを用いてリスク評価を実施している。今はこの設備が特に重要だということを確認して、そういう情報を発電所の朝の会議で全員に周知・共有し合って、運転員にも伝えてリスク情報の活用を図っている。 <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・今回の評価では、重大事故等対処設備による事象緩和の効果を確認するシーケンスを抽出することを目的とし防波壁や耐震補強を考慮しており、地震及び津波PRAの炉心損傷頻度はそれぞれ 7.9×10^{-6} / 炉年及び 1.2×10^{-7} / 炉年となっている。 <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部事象PRAは機器故障率やヒューマンエラーの不確実さ、外部事象PRAはそれに加えハザードの不確実さを考慮している。

- ・不確実さ解析値は、内部事象PRAは95%確率値と5%の信頼区間の間が9倍、外部事象PRAは 23^2 (529) 倍となっている。
- ・地震や津波に起因する事故シーケンスは、DB設備やSA設備で炉心損傷防止が可能なシナリオも炉心損傷直結事象とする保守性を含んだ評価であるが、それでも十分小さい値となっているので、シーケンス選定対象から除外している。

(顧問の意見⑤について)

- ・外部事象は影響の大きさ、不確実さが多分にあるため、炉心損傷頻度が小さいからといって一概に除外して良いのかというところは、外部事象PRAを行っていく上では課題として認識しており、地震PRAの高度化、いわゆるシナリオの詳細化や不確実さの詳細化に電力を挙げて取り組んでいる。成果として得られたものを今後も反映し、内部事象外部事象双方のPRAを、中国電力としてより精度の高く確実なものとして改善していきたい。

(顧問の意見⑥について)

- ・BWR電力会社においても同様の取り組みを行っており、BWR電力会社の連名で、解析コード説明資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」を整備し規制庁に説明をしている。当該資料では、重大事故時に原子炉施設に生じる物理現象を抽出し、各物理現象を適切に予測できる解析コードを選定している。また、各解析コードについて模擬実験等の評価結果との比較を行い、解析モデルの妥当性や不確かさと共に、有効性評価への適用性を確認していることを纏めている。

(顧問の意見⑦について)

- ・島根2号炉は停止中しているので、停止時PRAに関するリスクモニタを導入し、停止中の発電所のリスクを評価している。運用としては、作業毎に重要になる機器を予め抽出し、リスクが高くなる度合いに応じて作業員や所員に周知し、重大な事故に繋がらないよう努めている。
- ・なお、運転中のPRAモデルはメーカーと一緒に開発しているところである。

(顧問の意見⑧について)

- ・解析コードの機能と開発者を別表に示す。

許認可解析コード（添付書類十）の機能と開発者

解析コード名	解析コード機能	コード開発者
長期間熱水力過渡変化解析コード (SAFER)	長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコード 【アウトプット】 ・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・PCT（燃料被覆管最高温度） 等	海外（GE社）から導入し、メーカ（日立等）において、日本許認可解析向けに改良。
炉心ヒートアップ解析コード (CHASTE)	燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネル・ボックス等の温度変化を解析するコード 【アウトプット】 ・PCT	
プラント動特性解析コード (REDY)	制御棒の異常な引き抜きを除く運転時の異常な過渡変化解析及び冷却材流量の喪失の事故解析を評価するコード 【アウトプット】 ・中性子束 ・原子炉圧力 ・炉心流量 ・原子炉水位 等	
単チャンネル熱水力解析コード (SCAT)	単チャンネルにおける熱水力挙動を解析するコード 【アウトプット】 ・MCPR（最小限界出力比） ・PCT ・最大燃料エンタルピ	
反応度投入事象解析コード (APEX)	反応度投入事象を解析するコード 【アウトプット】 ・炉心動特性	
シビアアクシデント総合解析コード (MAAP)	重大事故等発生時における格納容器挙動等を解析するコード 【アウトプット】 ・原子炉格納容器圧力 ・原子炉格納容器温度 ・原子炉圧力 ・コンクリート侵食量 等	EPRIにて開発。

別 表【2】

参考解析に使用したコードの機能と開発者

解析コード名	解析コード機能	コード開発者
三次元過渡変化 解析コード (TRACG)	原子炉内熱水力過渡変化を解析するコード 【アウトプット】 ・中性子束 ・原子炉圧力 ・炉心流量 ・原子炉水位 ・PCT 等	海外 (GE 社) から導入し、メーカー (日立) において、日本向けにモデルを追加。
水蒸気爆発解析 コード (JASMINE)	水蒸気爆発の発生エネルギーを評価する解析コード 【アウトプット】 ・粗混合融体質量 ・流体運動エネルギー	JAEA にて開発
汎用衝撃解析 コード (AUTODYN)	爆発・衝撃といった非線形時刻歴応答を解析するコード (水蒸気爆発に対するペDESTALの構造応答を解析的に求める) 【アウトプット】 ・ペDESTALの応力履歴	Ansys 社にて開発

項目	<p>〈9〉 福島第一原子力発電所事故相当の事象が起きた場合に燃料の損傷が防止できるか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>(東京電力福島第一原子力発電所事故は地震及びそれに随伴する津波による全交流電源喪失(一部号機は直流喪失含む。)が事故原因であったことをふまえ、有効性評価のうちTBD(全交流電源喪失+直流電源喪失)シナリオについて、事故収束ができることを説明する)</p> <p>TBDシナリオでは、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、直流電源喪失が重畳する事象を想定し、新たに対策を取ることで炉心損傷を防止できることを評価している。</p> <p>なお、新たに設置するガスタービン発電機や高圧発電機車により、遅くとも7時間20分以内に交流電源を復旧できると評価しているが、長期に亘る交流電源喪失時の対応を想定するため、評価にあたっては、これらの設備は事象発生から24時間使用できない制限を設けている。</p> <p>事象発生から事故収束に至るまでの概要は以下のとおり。 (【 】内は事象発生からの経過時間)</p> <p>【0分～10分】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失、直流電源喪失発生を判断 <p>【10分～】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備(以下「SA用蓄電池」と記載)への電源切替え準備 ・高圧原子炉代替注水系(以下「HPAC(High Pressure Alternative Cooling system)」と記載)起動準備 <p>【20分～】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA用蓄電池へ電源切替え実施 ・HPACを起動し、原子炉へ高圧注水開始(断続運転し水位を一定範囲に維持) ・大量送水車による注水準備【～2時間30分】 <p>【8時間20分～】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・HPAC停止 ・SA蓄電池を用いて逃し安全弁を開放 ・大量送水車で低圧注水開始 <p>【約14時間～】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力245kPa[gage]到達、格納容器ベント準備開始

	<p>【約19時間～】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力384kPa[gage]到達、大量送水車による格納容器スプレイ開始 <p>【24時間～】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機起動 ・残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱実施以降、安定状態を維持 <p>なお、津波対策としては地震力に対し十分な支持性能を有する地盤上に、施設護岸に沿って海拔高さ15m、延長約1.5kmの防波壁を設置するほか、非常用ディーゼル発電機等の重要施設を設置する部屋は水密扉を設置する等の対策を取っている。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①想定している事象、蓄電池が全て使えなくなる原因は何か。やはり津波によるフラッディング（浸水・水没）のようなものか。そうだとするとSA蓄電池は山の上に置いていたりするのか。（二ノ方顧問）</p> <p>②代替注水について、例えば水位が既にBAF（Bottom of Active Fuel：燃料有効長底部）以下の場合には、注水が炉心溶解に荷担する可能性がある。被覆管と水の化学反応熱によって、福島第一原発2号機は注水に成功した途端に炉心溶解したのではないか、という話もある。こういう状況で、被害を最小限に留めるためには、燃料温度との関係で代替注水のタイミングをどう考えればよいか。（二ノ方顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価では、設備が使えなくなる原因（故障想定）については特定せず評価を実施している。 <p>なお、SA蓄電池は、津波の影響が直接及ばず、また水密化した場所（2号機廃棄物処理建物内）に設置している。</p> <p>（顧問の意見②について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替注水設備については、事象発生から30分で原子炉注水できることを有効性評価の審査で説明している。 ・仮に、代替注水設備が働かず、原子炉水位がTAFを下回るようなSA状況下において、例えば水位が既にBAF以下の場合には、水-ジルコニウム反応熱によって、注水が炉心溶解に荷担する可能性があることは承知しているが、注水操作が遅れれば原子炉圧力容器の破損の可能性が大きくなるものと考えられることから、代替注水のマネジメントとしては、何らかの注水

	設備が復旧すれば直ちに注水を実施することとしている。
--	----------------------------

項目	<p>＜10＞ 圧力容器からの溶融燃料の流出に備えコアキャッチャーのような対策は取られているか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>原子炉格納容器下部（以下、「ペDESTAL内」と記載）に落下した溶融炉心がドライウェルサンプへ流出し、原子炉格納容器バウンダリの健全性が損なわれることのないよう、溶融炉心に対して高い耐熱性・耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールド（厚さ約10cm以上）をペDESTAL内の床全面に設置する。</p> <p>また、炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合）は、大量送水車又は低圧原子炉代替注水ポンプを用いて、あらかじめペDESTAL内に水位2.4mの初期水張りを実施する。その後、原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が落下した場合、崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することで落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>これらの対策により、落下した溶融炉心を冷却でき、また溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を緩和できる。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①もともとペDESTALは水を張るような設計になっていないと思うが、今は変わったのか。（二ノ方顧問）</p> <p>②初期水張り水位 2.4m の設定根拠は何か。また、2.4m はどれほど厳密に守らなければいけないものなのか。（杉本顧問）</p> <p>③10cm くらいのコリウムシールドを敷けば、底のコンクリート溶融はなくなるのか。（吉川顧問）。</p> <p>④コリウムシールド材料のジルコニアは高温水と反応して脆化する（水熱反応）という話があるが、対策はされているか。（宮本顧問）</p> <p>⑤底面だけにシールドを設置する設計だが、側面の部分は必要ないのか。（宮本顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・従前からアクシデントマネジメント対策として、ペDESTAL内へ直接注水できる設備を設置しており、構造的にも水を張れるようになっている。 ・今回の新規制基準対策工事においては、この設備を利用し、屋外の大量送水車からペDESTAL内へ直接注水できる設備対策を実施しており、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いた格納容器スプレイにより、間接的にペDESTAL内への注水ができる

設備対策も実施している。

(顧問の意見②について)

- ・ 2.4m はデブリ（溶融燃料等が凝固した塊）が水面から露出しない高さで、水蒸気爆発の影響を出来るだけ小さくするため水位を低くするという観点から決めている。
- ・ 仮に水位が高くなっても、ペDESTAL満水高さ（水位 3.8m、CRD搬出入口高さ）で水蒸気爆発が起きた場合でも大丈夫ということを確認している。

(顧問の意見③について)

- ・ コリウムシールドの設置目的は、デブリがドレン配管を通じて移動し、格納容器を侵食することを防ぐものであるが、コリウムシールドを設置した副次的効果として、床面のコンクリート溶融は無くなる。

(顧問の意見④について)

- ・ コリウムシールドは材質厚さ方向への熱伝導評価をした上で仕様を決めているため問題ない。

(顧問の意見⑤について)

- ・ 壁方向に対しては十分除熱出来ると評価している。

項目	<p>＜11＞ 水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>＜水蒸気爆発＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまでの代表的な「溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」の実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、強制的に水蒸気爆発の発生に至るように外部からの圧力パルス等の外乱を加えたり、溶融物温度を実機条件よりも高温状態に模擬して実施されたものであり、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。 ・水蒸気爆発の発生を仮定した場合であっても、原子炉格納容器下部における水蒸気爆発の発生によって、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力は、それぞれ約233MPa、約140MPaであり、内側及び外側鋼板の降伏応力（約490MPa）を大きく下回るため、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障はない。 <p>＜水素燃焼（格納容器内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・島根2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム—水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。 ・酸素は、原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する酸素、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮する。 ・残留熱代替除去系が使用出来る場合、原子炉格納容器除熱の開始後はドライウエル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から約12時間後に可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはない。 ・なお、水の放射線分解による酸素ガス発生割合の不確かさを考慮すると、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性があるが、格納容器内の酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した時点でフィルタメントにより格納容器内の気体の排出操作を実施することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。 <p>＜水素爆発（格納容器外、原子炉建物）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のハッチ（フランジ部）等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする

	<p>可能性があり、漏えいした水素を含む高温のガスは原子炉建物4階（燃料取替階）に上昇し、滞留することが予想されることから、原子炉建物4階（燃料取替階）に、水素濃度上昇を抑制することができる静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」（Passive Autocatalytic Recombiner）と記載）を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・以下の条件で格納容器から水素が漏えいすることを想定した水素濃度解析を行い、原子炉棟内の水素濃度が可燃限界（4vol%）未満となるようにPARを18個設置する。 <ul style="list-style-type: none"> …格納容器内の水素発生量：1,000kg（有効性評価条件の約5倍） …格納容器からの漏えい率：10%/日（最大漏えい率の7倍以上） …漏えい箇所：ドライウェル主フランジ（口径が大きく、漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられる箇所） …PARの起動条件：水素濃度1.5vol%到達（国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値） …PARの水素処理量：0.25kg/個・h（設計値の0.5倍） ・PARの作動にも関わらず、原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合、水素濃度が2.5vol%に到達した段階で格納容器ベントを実施することで、原子炉棟への水素漏えいを抑制し、PARの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。格納容器ベントを実施しても、原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物4階（燃料取替階）のブローアウトパネルを開放することで水素を排出する。
<p>顧問の意見</p>	<p>①水蒸気爆発というのは、衝撃波以外にも蒸発による格納容器過圧、そして格納容器内の機器が爆風によってミサイルとなって格納容器内側に当たる可能性があるが、考慮されているか。（杉本顧問）</p> <p>②（顧問の意見①に対する回答について） 衝撃波による浮き上がりの評価をされているが、ミサイルというのは熔融物が持っている熱エネルギーと機械的エネルギーの変換効率で決まる。小さい体系の実験なら数%、大きいと1%程度だが、どの程度の変換効率を想定しているのか。（杉本顧問）</p> <p>③1Fでは3階の天井、4階の床にある大きな梁全体が落ちている。梁の破断に必要な力は爆燃のレベルであり、これまで爆轟を起こさないように色々な設計をしていると思うが、爆燃でも建物が破損する可能性はある。水素濃度が爆轟領域でなく、爆燃領域に至らないようにする対応も必要かもしれない。（二ノ方顧問）</p>

	<p>④水素検出器は建屋全体に置く必要があるだろうが、水素の溜まりやすい場所を探してそこに置くことになると思う。その際、水素発生量を有効性評価の5倍とか、格納容器漏えい率を最大値の7倍とか、そういう計算条件であると濃度の差が出ずどこに置けば良いか分からなくなるのではないか。また、水素の挙動を模擬する計算コードは世界中で改良されているが、これがいい、というものは中々ない。中国電力は何を使っているのか。（二ノ方顧問）</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播するが、圧力波は減衰するため、格納容器バウンダリである壁面に到達する時点では、原子炉格納容器の限界圧力(853kPa[gage])未満となり、格納容器破損に至ることがないことを確認している。 ・水蒸気爆発時の衝撃波によりミサイルになり得るペDESTAL内の機器・構造物としては、CRD交換装置プラットフォーム及びCRD交換装置プラットフォーム上のグレーチングが考えられる。しかしながら、原子炉格納容器下部の水中において水蒸気爆発が発生した場合の衝撃波(圧力波)の影響を評価した結果、これらの浮き上がりはほぼないため、ミサイルとなって格納容器の内側に当たることはないと考えます。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・エネルギー変換効率は0.8%程度としている。 <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物は、爆轟に限らず爆燃も発生するおそれがないよう対策を行っている。 ・具体的な対策としては、原子炉格納容器のハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更することで水素ガスの漏えいに対する耐性を向上するとともに、ハッチ等の近傍に水素濃度計を設置し、水素濃度が2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備することとしている。 ・また、仮に下層階で水素ガスが漏えいした場合には、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて原子炉建物上層階であるオペフロに上昇すると考えられることから、静的触媒式水素処理装置(PAR)をオペフロに設置することとしている。 <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素検出器(水素濃度計)は、水素漏えいを想定している原子

	<p>炉格納容器のハッチ等の近傍に設置し、水素漏えいの早期検知が可能な設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none">• また、計算コードは、米国電力研究所（EPRI）により開発された汎用熱流動解析コード「GOTHIC」を使用している。GOTHICコード適用の妥当性については、原子力発電技術機構（NUPEC）によって実施されたガスの拡散・混合に関する総合効果試験結果とGOTHICコードによる解析結果を比較し確認している。
--	---

項目	<12> 大型航空機の衝突等のテロ対策は取られているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、発電用原子炉施設内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。</p> <p><手順書の整備></p> <p>大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及び発電用原子炉施設の状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。</p> <p><体制の整備></p> <p>指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。</p> <p><設備・資機材の整備></p> <p>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。</p> <p>大規模損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。</p> <p>なお、可搬型重大事故等対処設備の更なるバックアップとして、故意による航空機衝突やその他のテロリズムにより、炉心の著しい損傷が発生するおそれがある、又は発生した場合に、原子炉格納容器の破損による放射性物質の放出を抑制するため、原子炉格納容器内への注水設備、フィルタ付ベント設備、電源設備、通信連絡設備並びにこれらの設備を制御する緊急時制御室等で構成される特定重大事故等対処施設を本体施設等に係る設計及び工事の計画の認可日から起算して5年以内に設置する予定としている。</p>

<p>顧問の意見</p>	<p>①航空機テロの際、自衛隊や国、自治体との連携がどうなっているか。（芹澤顧問）</p> <p>②テロ関連で言えば、例えばミサイルに対する耐圧とか耐爆とか、そういう備えはあるか。また、そういった対処は例えば自衛隊等で検討されているか。（二ノ方顧問）</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実用炉則に基づき、発電所としては整備している可搬型設備等で放射性物質の拡散抑制を図るが、自衛隊、国、自治体からの支援については、原子力災害対策特別措置法もしくは国民保護法に基づいた災害対応が行われると考えている。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設の安全性を確保するために必要な重要設備は、堅固な原子炉建物や原子炉格納容器内に設置されているほか、新規制基準の要求に基づき、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合等の対応措置として、運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、柔軟に対応できるよう手順書の整備、体制の整備及び資機材の整備を行うこととしている。 ・ 具体的には、新規制基準に基づき配備した可搬型重大事故等対処設備（高圧発電機車、大量送水車等）等を用いて、炉心の著しい損傷を緩和するための対策、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策等を行うこととしている。 ・ また、可搬型重大事故等対処設備の更なるバックアップとして、故意による航空機衝突やその他のテロリズムにより、炉心の著しい損傷が発生するおそれがある、又は発生した場合に、原子炉格納容器の破損による放射性物質の放出を抑制するため、原子炉格納容器内への注水設備、フィルタ付ベント設備、電源設備、通信連絡設備並びにこれらの設備を制御する緊急時制御室等で構成される特定重大事故等対処施設を本体施設等に係る設計及び工事の計画の認可日から起算して5年以内に設置する予定としている。 ・ ミサイルによる国外からの武力攻撃への対応は、我が国の外交上・防衛上の観点から対処されることであると認識している。 ・ 当社としては、緊張感を持ってプラントの運営にあたり、日頃から非常災害時に備えた訓練等を積み重ねてまいりた

	い。
--	----

項目	<p><13> 重大事故対策の結果、どれだけ安全性が向上したのか 【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>新規制基準においては、重大事故対策等を含まない仮想的なプラント状態におけるPRAを実施し、追加的に対策すべき事故シナリオの有無を審査している。</p> <p>一方で、重大事故対策をすることでプラントの安全性がどの程度向上したのかについては審査対象ではないため、重大事故対策を考慮後のPRAの結果を確認する。</p>
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所2号炉のPRAの参考評価として、現在、整備している重大事故等対処設備等の一部を考慮した評価を実施した。より詳細な評価は今後、安全性向上評価にて実施していく。 ・内部事象運転時レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度は6.2×10^{-6} / 炉年から7.4×10^{-8} / 炉年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は約83分の1まで低減した。地震レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度は7.9×10^{-6} / 炉年から3.7×10^{-6} / 炉年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は約2分の1まで低減した。 ・内部事象運転時レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度の中で支配的な事故シーケンスグループは、ベースケース及び感度解析とともに崩壊熱除去機能喪失であったが、崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度は約95分の1に低下した。 ・崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度が大きく低下した要因は、崩壊熱除去機能の多様化が影響したものと考えられる。
顧問の意見	<p>① SA設備を考慮した場合、内部事象Lv1 PRAの炉心損傷頻度は大きく下がっているが、地震Lv1 PRAはそれに比べ余り下がっていないのは何故か。(吉川顧問)</p> <p>② 個別シーケンスの炉心損傷頻度を見ると、高圧・低圧注水機能喪失と崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失の3シーケンスしか炉心損傷頻度が下がっていない。シビアアクシデント対策はこれらのシーケンスだけに対処するものなのか。(吉川顧問)</p> <p>③ SA設備を考慮した場合、炉心損傷頻度が下がる以外にセシウムの放出量はどれだけ下がるのか。(吉川顧問)</p> <p>④ 規制庁の審査上PRAはもう了承されたのか。それともまだ地震PRAの高度化といった課題を今後もやるのか。(吉川顧問)</p>

	<p>⑤フィルタベントに加えて残留熱代替除去系を整備したことで、放射性物質を外部に放出することは少なくなったと理解してよいか。(吉川顧問)</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震PRAは、どこが損傷しやすくどのように影響を及ぼすかといった詳細な評価が難しいため、例えば原子炉建屋が損傷する場合、建屋が崩れ去ってしまうような仮定をしており、事象の発生が炉心損傷に直結するモデルとなっている。 ・重大事故等対処設備をモデルに取り込んでも、事象発生が炉心損傷に直結するような事象の炉心損傷頻度は下がらないため、内部事象PRAに比べて地震PRAの炉心損傷頻度の下がり幅は小さくなっている。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・この評価において考慮しているSA設備は低圧原子炉代替注水系、格納容器フィルタベント系、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)の3つだけであり、全てのSA設備を考慮しているわけではないため、効果のあるシーケンスが限られている。 <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放出量評価はLv2PRAと呼ばれるもので、今回は行っていない。 ・なお、SA設備の考慮の例として、炉心損傷後、格納容器フィルタベント系により格納容器除熱を行う場合、格納容器フィルタベント系がない場合はセシウム137の放出量が約2.1TBqとなるのに対し、格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数1,000を考慮すると、セシウム137の放出量は約2.1×10^{-3} TBqに低減される。 <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・今回の評価は自主評価で審査においては参考扱いだが、実施結果から、PRAのモデルについて今後改良・詳細化に取り組むことにしている。 <p>(顧問の意見⑤について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ご理解のとおり。

項目	<p>〈14〉 新規制基準対応設備を導入したことで、新たな弱点が生じていないか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>新規制基準に沿って様々な安全対策が追加されているが、建設当初の設計にない新設備が多数追加されることで、逆に既設設備への悪影響が発生していないか、手順が煩雑になりヒューマンエラーが増えることはないか、という点について確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>〈S A設備等の設置に伴う既存設備への影響〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備の設置工事や既設設備の改造工事を行う場合、既設設備等に悪影響を与えないことを条件に工事内容を検討しており、工事計画の中でも手順書に従い、影響有無を評価していることから、当該工事が悪影響を及ぼすことはないと考える。 <p>〈S A設備を起因とする重大事故等の発生〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備は、事故が生じ、設計基準事故対処設備が機能喪失した場合にも事故への対処が行えるように備えるものであり、重大事故等対処設備の故障等が生じたとしても、それが起因となって過酷事象に至るような状況にはならないと考える。 <p>〈S A設備等の設置に伴う手順の整備〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新規制基準に基づき、設計基準対象施設および重大事故等対処設備を設置することにより設備が増加し、手順が煩雑になることに伴うヒューマンエラー発生が増加が懸念されるものの、以下のとおり、その対応手順を整備し、教育訓練等を通じて、力量の維持・向上を図り、ヒューマンエラーの防止を図っていくこととしている。 ・ 各種手順は、運転員が使用するもの（運転操作手順書）と緊急時対策要員が使用するもの（緊急時対策本部用手順書）と、使用する要員に応じて整備している。なお、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることから、重大事故等対処設備の使用に当たっては、中央制御室と緊急時対策本部の間で緊密な情報共有を図っていくこととしている。 <p>また、プラントの状態によって設備選択をすることになるが、手順書に設備選択の優先順位を明記することにより、設備増加に伴い判断に迷うことの無いように配慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 各種手順を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、手順書間の移行基準を定めている。また、事故対応中は、複数の手順書を並行して使用することを考慮して、手順書間での対応の優先順位が存在する場合は、手順書にその旨を定

	<p>めている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手順を有効かつ適切に使用しプラントの状態に応じた対応を行うために、運転員及び緊急時対策要員は、常日頃から対応操作について教育訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び発電用原子炉の運転に必要な知識等の習得、習熟を図っている。
<p>顧問の意見</p>	<p>①従来の設計基準を中心としたハードとソフトを対象とした教育訓練だけでも、運転員にとって負担があるのに、新規制基準に基づくシビアアクシデント対応施設や特重施設にも対応したハードとソフトを対象とした教育訓練をこなすのは、従来と同じ運転体制では、運転員にとって過大な負担にならないか。（杉本顧問）</p> <p>②安全対策工事がこれまで8回も延期されたことは、普通の人から見ると事業者として、経営者として見通しが甘いと思われる。延期の理由を正直に話せなければ、見通しに不明な点が残る、結局は安全性を軽視していると思われるのではないか。（勝田顧問）</p> <p>③（顧問意見①に対する回答について）（第5回小会議資料3-1のP.122～125にある）DCHシナリオにおける対応だけでも膨大な作業があり、そのための手順書と教育訓練が必要である。DCH以外のシビアアクシデントを含めれば、新規制基準前に比べて2～3倍では効かない程の膨大な量の負担をこなす必要がある。運転員の人数が現状と大きく変わらずに出来ることを定量的に検討したのか。</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備は非常に多くなっており、可搬型設備の対応も必要になっているが、運転員の人数は現状と大きく変わっていない。プレッシャーはかかるだろうが、設備別の手順書の構築やSAを想定したシミュレータ訓練をしていくことで、平常心で対応できるよう訓練していく。 ・なお、特重機器を含めた際の体制は別途特重の審査の際に確認される。 <p>（顧問の意見②について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・工事完了時期を見直していることで心配をかけていることは申し訳ない。 ・新規制基準に伴う安全対策工事は、設計工事計画認可後に着手する部分があるため、完了が遅れている。対策を小出しにして長引いている訳ではない。

- ・審査が長引いていることは事業者の責任。

(顧問の意見③について)

- ・DCH以外のシナリオについても、タイムチャートにて作業の成立性確認を実施し、人員（運転員、緊急時対策要員）の充足性に問題ないことを確認している。また、運転員の作業の成立性確認については、全てのシナリオを対象にシミュレータ訓練および現場での実働訓練（現場作業）を実施しており、想定している時間内に、第5回小会議資料3-1のP124 第1図に示している運転員7名（当直長1名、2号運転員6名）の体制で実施可能であることを確認している。
- ・なお、今後、重大事故等および大規模損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための訓練の実施内容を保安規定に定め、継続的に訓練を実施することで、運転員および緊急時対策要員の力量の維持・向上を図っていく。

イ 重大事故の対応体制・手順整備・訓練

項目	<15> 重大事故に対応する要員は常時確保できているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策時における必要な要員は、必要人数が最大となる事故シナリオにおいても31名であり、それに対して2号炉運転中の場合発電所には夜間及び休日においても47名（協力会社社員18名を含む）の要員が常駐しているため、事故に対処することができる。要員47名の役割は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・意思決定・指揮命令を行う要員 … 1名 ・対外対応・情報管理を行う要員 … 4名 ・中央制御室運転員（1、2号合計）… 9名（停止中は7名） ・チェンジングエリア設営等を行う放射線管理要員 … 3名 ・中央制御室喪失時に活動する運転補助要員 … 2名 ・現場対応する復旧班要員 … 28名 <p>復旧班内訳：電源確保3名、給水確保6名、送水確保6名、燃料確保4名、</p> <p style="text-align: center;">アクセスルート確保2名、消火対応7名</p> <p>万一、何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行出来なくなった場合には、同じ役割を担務する要員が代行するか、または上位の職位にある要員が職務を兼務する。</p> <p>これらの要員が初動対応を行い、その後は非常招集等に基づき順次参集する要員により体制を拡充し、緊急時対策本部の全体体制の要員数（101名）を確保するとともに、発電所での対応者と待機者を人選し、12時間毎を目途に交代することで長期的な対応にも対応可能な体制を構築する。</p> <p>なお、発電所員約540名のうち約390名が10km圏内に在住しており、夜間及び休日や大型連休中であって、要員の参集手段が徒歩移動のみである場合を想定しても、訓練実績等から7時間以内に150名程度の参集が可能と考えており、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能である。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①重大事故に対処する101名体制に対し、夜間・休日の常駐者は47名で、54名は追加で確保が必要。ほとんどの人が10km圏内に住んでいるから確保可能ということだが、休日や大型連休中もこういった方の行動を管理しているのか。（宮本顧問）</p>

	<p>②事故対応が長期に及ぶ場合は2交代で2倍の人数が必要になるのではないかと考えるが、常時確保できるのか。(宮本顧問)</p> <p>③緊急時体制101名が全員揃わなくても、体制移行は出来ると思うが、どの程度の人数で移行するのか。また、どの程度の人数で移行するのか、更に移行完了までの指揮は誰がとるのか。(芹澤顧問)</p> <p>④事故対応は現場サイドで行うということだが、緊急時体制における本社の役割はどうなっているのか。(芹澤顧問)</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・夜間・休日、大型連休中にどこに居たかアンケートによる所在確認作業をしており、何回も確認作業を行って、おおかた10km圏内に約350名いるという結果を得ているので、7時間以内に150名が発電所に来られると考えている。行動管理はしていない。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発電所員についてもほぼ全員(約450名)が緊急時対策要員であることから、要員確保は可能である。 <p>運転員は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故等時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしている。</p> <p>なお、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要な場合に備えて、緊急時対策総本部(本社)が中心となり、プラントメーカー及び協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備することとしている。</p> <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制は人数による移行判断ではなく、当直長からEALの基準に達したとの連絡を受けて発電所長もしくは副原子力防災管理者が判断して発令する。 ・指揮については、夜間・休日で発電所長が不在の場合は防災管理者の資格を持った管理職(副原子力防災管理者)が執る。この際、発電所長や原子炉主任技術者にも情報提供して対応を進めていく。 <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・EALの基準に達した場合、本社にも一報が入る。本社も社長をトップとした体制に移行し、緊急時対策所とテレビ会議を繋

	ぎ対応を進めていく。
--	------------

項目	<p>＜16＞ 重大事故に対応する要員はどうやって異常事態を検知し、検知後はどう行動するのか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>発電所において警戒事態該当事象、原子力災害対策特別措置法該当事象が発生した場合、事象発見者（当直長等）から連絡責任者へ連絡され、所長へ報告される。</p> <p>事態の発生を認知した場合、所長（原子力防災管理者）はただちに緊急時体制を発令し、これを受けて連絡責任者は要員招集システム（メール）、所内通信連絡設備、電話等を用いて緊急時対策要員を非常招集する。</p> <p>発電所内の要員は平日勤務時間帯において、緊急時対策要員はほとんどが管理事務所で執務しており、夜間及び休日においては免震重要棟又はその近傍、1、2号炉制御室建物又はその近傍及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、非常招集を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集し、緊急時対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員の任務に応じた活動を開始する。</p> <p>発電所外の要員は、非常招集を受けた場合、基本的に発電所構外の参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅、寮）及び佐太前寮）に集合し、発電所の状況や必要な装備、道路状況等について発電所と連絡を取りながら集団で発電所へ移動する。なお、これらの参集拠点には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備している。</p>

項目	<17> アクセスルートの確保手段は用意されているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>高圧発電機車、大量送水車、移動式代替熱交換設備等の可搬型重大事故等対処設備（以下、「可搬型設備」という。）は、大型航空機の衝突等を考慮し、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物から100m以上離れた複数の保管場所に保管している。</p> <p>可搬型設備の運搬経路及び要員の移動経路として、基準地震動 S_s による被害及び基準津波の影響を受けない経路を含めた複数のアクセスルートを設定している。</p> <p>アクセスルートに積雪や火山灰の降灰、がれきの発生があった場合、保管場所に分散保管しているホイールローダを用いて除雪等を実施することで、アクセスルートを確保する。</p> <p>例えば積雪の場合は20cmの積雪量に対し、最長77分で、火山灰の場合は56cmの降灰厚さに対して、最長218分で、アクセスルートの確保が可能である。また、がれきの発生に対しても、1kmあたり43分で撤去可能で、アクセスルートの確保が可能である。</p> <p>また、一部のアクセスルートに、土石流の発生や送電線の垂れ下がりによる影響が及んだ場合を考慮し、それらの影響を受けない連絡通路をあらかじめ設置し、アクセスルートを確保する。なお、要員の安全確保上、事象発生後すぐの復旧作業は実施しない。</p> <p>建物内の各設備の操作場所までのアクセスルートは、中央制御室又は屋外から操作場所までの経路を複数設定しており、これらの経路は基準地震動 S_s 及び地震随件事象（火災、溢水）の影響を受けないことを確認している。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①降灰はいきなり56cmではなく0からなので、降灰の初期の時点で念のため電源車を必要な箇所に事前に移動しておくことはできないか。（杉本顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 火山事象に対し、非常用ディーゼル発電機の吸気系にフィルタを設置する等、電源車を使わずに電源を確保できるよう対策しているが、仮に降灰時にディーゼル発電機等が機能喪失した場合にも、交流電源を必要としない蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系や高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却を行うこととしている。さらに、電源車が必要になった場合には、降灰時であってもアクセスルートの状況等を確認したうえで、電源車による給電の準備を行う。

--	--

項目	<p>＜18＞ 原子炉水位が不明になる等、計装系に異常があっても適切な操作ができるか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策を成功させるため把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要パラメータ」と記載）を測定する機器の故障、計測範囲超過又は電源喪失により、計測が困難となった場合には、主要パラメータ毎に設定している他の計器の測定値を用いて主要パラメータを推定し、これに基づき操作判断を行う。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位は「原子炉水位（広帯域）」「原子炉水位（燃料域）」「原子炉水位（S A）」の各計測範囲で測定しているが、これらの計器故障が発生した場合には以下のとおり原子炉水位を推定する手順を定めている。</p> <p>【計器故障時に原子炉水位を推定する手段】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）が故障した場合は、当該計器の他チャンネル又は原子炉水位（S A）により推定し、原子炉水位（S A）が故障した場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）により推定 ・機器動作状態にある注水ポンプの流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定 ・主蒸気配管より上まで注水した場合、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定 <p>【電源喪失時に原子炉水位を測定する手段】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源・非常用ディーゼル発電機喪失時は、計器電源は蓄電池から給電 ・蓄電池から給電されている間にガスタービン発電機または高圧発電機車を準備して給電元を切替え ・ガスタービン発電機または高圧発電機車からの給電が困難となった場合で蓄電池が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備から給電 ・計器への給電が困難な場合は、可搬型計測器により計測 <p>【原子炉水位不明時の判断及び対応について】</p> <p>以下の場合に、原子炉水位不明を判断する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の電源が喪失した場合 ・原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上であることが判定出来ない場合 ・ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（事故時操作要領書（徴候ベース）の中で定める

	<p>水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合 <p>上記により水位不明を判断した場合、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、以下のとおり対応を行うことで損傷炉心の冷却を維持することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部水源にてLOCA破断口までの原子炉水位回復のため、200m³/hで30分継続して注水する。その後、LOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に切替える。 <p>なお、上記操作により水位維持ができない場合は、サプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉圧力容器表面温度が上昇すると考えられるため、以下により損傷炉心の冷却維持を判断する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること。 ・サプレッション・プール水位が顕著に上昇していること。 <p>上記が確認できない場合で、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施する。</p> <p>水不明時の対応を含め、当該対応操作については、事故時操作要領書に記載しており、適切な対応が可能である。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①原子炉水位計の測定原理について、実際の水位はボイド（泡）を含んだ二相水位になるのではないか。その場合、ボイド率を予測することは困難なので、正しい水位測定が出来ないのではないか。（芹澤顧問）</p> <p>②原子炉圧力が急減した場合、水位計配管内にもボイドが発生する。この配管系にガス溜まりがあれば正確な差圧測定は困難になるが、そうしたガス溜まりはないのか。（芹澤顧問）</p> <p>③原子炉水位不明時等、他パラメータから推定する方法は、実際に計算してみて、測っている数値と比較してどれくらいの誤差が出るのか、普段から見ている方がいい。（二ノ方顧問）</p> <p>④運転員が見ている水位は単相水位で、解析の水位は二相水位である。これらの関連づけが十分にされていないと、運転員は事象の進展が判断できないのではないか。（芹澤顧問）</p>
<p>中国電力の</p>	<p>(顧問の意見①について)</p>

<p>回答</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ご認識のとおり、実際の炉内水位はボイド（泡）を含んだ二相水位であり、原子炉水位計により計測する水位は単相水位となる。実際の炉内水位（二相水位）はボイドにより、原子炉水位計により計測する水位（単相水位）より高い水位となるため、原子炉水位計により計測する水位は、燃料の冷却の観点で保守的な値となる。また、安全保護系は所定の水位到達前に水位低下を検知して作動するよう、単相水位を計測している。 <p>（顧問の意見②について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力が急減した場合に水位計配管内にもボイドが発生する可能性を否定は出来ないが、水位計配管は原子炉圧力容器及び凝縮槽から連続下り勾配で敷設しており、ガス溜まりの発生しない設計としている。 <p>（顧問の意見③について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・他パラメータから推定する方法については、推定に使用する計器の誤差等を踏まえ、どれくらいの誤差が出るのか算出し審査資料（※）に記載している。 ・誤差があることを認識したうえで事故時の対策を行うことができるよう、その内容を手順書に落とし込み、同手順を用いた訓練を実施することとしている。 <p>※ 58条計装設備 補足説明資料58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p> <p>（顧問の意見④について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において用いているMAAPコードでは、原子炉水位のうち、炉心シュラウド内水位については二相水位、炉心シュラウド外水位及びジェット・ポンプ内水位については単相水位で出力される。 ・MAAPでは、原子炉水位を原子炉圧力で補正するモデルとはなっていないため、炉心シュラウド外及びジェット・ポンプ内の単相水位は実機における圧力補正後の水位に相当する。 ・DCHシナリオでは、原子炉水位がBAF+20%到達時に急速減圧を実施する。 ・MAAPコードでは、BAF+20%到達の判断をジェット・ポンプ内単相水位を用いているため、実運用において判断する水位（原子炉水位（燃料域）または原子炉水位（SA）指示値から圧力補正を行った水位）と同等となっている。 ・よって運転手順と解析との関連づけはなされている状況である。
-----------	---

項目	<19> 重大事故に対応する訓練は行われているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策に係る教育及び訓練は、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じ、以下のような机上教育、要素訓練、総合訓練を実施している。</p> <p>基本教育（机上教育）（それぞれ年1回以上実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災組織構成、各自が実施すべき活動 ・放射線の人体影響、放射線防護 ・放射線測定機器の取扱方法 ・シビアアクシデントの物理現象 ・アクシデントマネジメントの手順 等 <p>電源や給水確保の手順習得のための要素訓練（年1回以上実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水 ・可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復 ・大量送水車による原子炉注水 ・フィルタベント設備の現場操作による格納容器ベント ・高圧発電機車による給電 ・ホイールローダを使用したアクセスルート確保 ・重大事故の対応を含めたシミュレータ訓練 ・高線量や夜間等を想定した防護具等を着用して行う訓練 等 <p>総合訓練（シナリオ非提示型で年1回以上実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各要素訓練を組み合わせた組織全体の運営検証 ・社外へのプラントの状況説明などを行う模擬記者会見訓練 等 <p>(参考) 訓練実績（平成26年4月～令和2年3月）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自社シミュレータ訓練…68回（累計参加人数566名） ・社外シミュレータ訓練…55回（ " 69名） ・発電所における要素訓練…331回 ・発電所における総合訓練…7回 <p>これらの訓練により必要な力量を有していると確認された要員は、管理リストで管理する。所定の時間内に必要な操作を適切に完了できない等、力量を有していないと判断された者は、緊急時対策要員から外し、再度必要な教育訓練を実施する。</p> <p>また、重大事故等に対処する要員のうち、中国電力の社員以外の協力会社社員は、業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行い、中国電力の実施する訓練に参加することで必要な力量の維持向上を図る。</p> <p>今後も計画的に訓練を行い、必要な力量を持つ要員を継続的に確保し、変更認可後の保安規定運用開始までに体制を整備する。</p>

ウ フィルタベント設備

項目	<p>〈20〉 フィルタベントの使用により、どの程度放射性物質の放出を低減できるのか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>フィルタ付ベント設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。</p> <p>フィルタ装置は、主として粒子状放射性物質及び無機よう素を除去するスクラバ容器4基と、主として有機よう素を除去する銀ゼオライト容器1基で構成され、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は99%以上、有機よう素は98%以上の性能を有したものを採用している。</p> <p>フィルタ付ベント設備をウェットウエルのベントラインを経由して使用することで、Cs-137の炉内蓄積量約3.2×10^5 TBqに対し、ベント時の大気への放出量を約2.1×10^{-3} TBqと大幅に低減できると評価している。</p> <p>なお、重大事故等対策の有効性評価における、フィルタベントを使用する場合に放出量が最も多くなるケース（注）においても、約6.8TBq（30日間）及び約6.9TBq（100日間）であり、Cs-137の放出量は100TBqを下回る。</p> <p>（注）格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）シーケンスにおいて、事象発生32時間後にドライウエルのベントラインを経由して格納容器フィルタベント系を使用する場合。放出量はベントと漏えいの合計値。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①よう素フィルタの除去効率98%は十分なのか。（芹澤顧問）</p> <p>②1回ヨウ化銀ができるとその銀は次に働かない。効率は時間に依存することになると思うが、その辺はどうか。（野田顧問）</p> <p>③よう素フィルタは4つそれぞれに付けられないとのことだが、アレヴァからどういう説明があったのか。（勝田顧問）</p> <p>④4つの配管から来る気体を1つのフィルタで外に出す形。流量が多くなり、たくさん物を取ろうとすれば抵抗が大きくなる。スムーズに流れるかどうか。（内田顧問）</p> <p>⑤スクラバ容器の金属フィルタはどのくらいの粒子まで取れるのか。（芹澤顧問）</p> <p>⑥放出核種組成はどう考えて評価しているのか。（片桐顧問）</p>

	<p>⑦多くの場合、希ガスは短寿命で、10時間も経てば線量への寄与は小さくなることは確かだと思うが、壊変して周辺に沈着するようなことも多少心配される。そのようなことは考慮されているか。(渡部顧問)</p> <p>⑧ヨウ素やセシウム以外、テルルとか、もっと半減期の短い核種とかはどうなるのか。(内田顧問)</p> <p>⑨フィルタベント配管口径が下流に行くに従って小さく（流速が大きく）なっており、圧力損失という観点からはデメリットとなる。この設計の目的は何か。フィルタベント設備の最適な動作条件に合わせるためなどの設計配慮か。(芹澤顧問)</p> <p>⑩除去効率の試験データは定常で得られたデータだと思うが、格納容器側の圧力がダイナミックに変動する場合（時間的に大きく変動する場合）にも適用できるのか。(杉本顧問)</p> <p>⑪（意見⑩に対する回答に対して） 適用範囲を聞いたわけでは無く、現に福島第一の3号機では急激な減圧があり、そうするとスクラビング水が減圧沸騰して除去が出来なくなる懸念がある。圧力急減時のスクラビング効果については、国内外で研究が進められているので、将来的に研究成果を参考にして頂きたい。(杉本顧問)</p> <p>⑫フィルタベントは今まであったハードベント（耐圧強化ベント）と並列になるのか。(二ノ方顧問)</p> <p>⑬（意見⑪に対する回答に対して） 回答中の電力共同研究で行った実験は減圧速度が小さい。スクラビング水が急激に減圧沸騰することによる除染係数への影響は結論が出ていないと思うが、この問題は世界的に研究が進められているところなので、これからの結果を上手く取り込むとよい。(杉本顧問（コメント）)</p>
中国電力の回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・銀ゼオライトフィルタ（よう素フィルタ）により内部被ばくが大幅に低減され、ベント時の敷地境界での実効線量が 1.7×10^{-2} mSv と、基準値の 5mSv を大幅に下回っていることから、十分な効果が得られていると考える。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・銀ゼオライトの銀はガス状放射性よう素と反応し、よう化銀となるが、事故時に銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量は、銀ゼオライトフィルタの吸着剤の充填量から求めた許容負荷量に対して十分小さいことから、時間に依存せずに除去効率 98% の性能を有する設計としている。

(顧問の意見③について)

- ・フラマトム(旧アレバ)社のフィルタ付ベント設備のシステム設計は、ベンチュリスクラバ、金属フィルタ、銀ゼオライトフィルタ(よう素フィルタ)の3段階のセクションで構成されるが、これらを全て1つの容器内に組み込むことも、または3つのセクションを別々の容器に入れることも可能であり、サイト毎に柔軟な設計が可能であると説明を受けた。島根2号炉では、銀ゼオライトフィルタは当初設計には含めていなかったが、審査の段階で追加設置することとしたため、銀ゼオライトフィルタは別容器に入れることとし、必要な容量と設置スペースを考慮して、容器1基構成とした。

(顧問の意見④について)

- ・銀ゼオライト容器には4本の配管からベントガスが流入するが、流量制限オリフィス下流はオリフィス穴径に応じた流量となるため、銀ゼオライト容器入口における各スクラバ容器からのベントガス流量はほぼ一定となり、銀ゼオライト容器の入口配管及び出口配管を均等配置することで、ベントガスが銀ゼオライトフィルタ部分を均等に流れるよう配慮した構造としている。また、銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速が大きくならないよう必要なフィルタ表面積を確保した構造としているため、フィルタ性能への影響はない。

(顧問の意見⑤について)

- ・粒子状放射性物質の除去は、ベンチュリスクラバと金属フィルタの組合せで除去する設計としており、この除去能力は $0.5\mu\text{m}$ 以下の微細エアロゾルに対しても有効である。

(顧問の意見⑥について)

- ・計算機コードにより、炉内温度や各核種の揮発性等を考慮した格納容器内への放出量が算出され、さらに格納容器内での沈着、格納容器代替スプレイ、サプレッション・プールのスクラビング等による除去効果を考慮した核種ごとのフィルタ装置への流入量が算出される。これに、各核種の形態に応じたフィルタ装置の除去効率をかけ合わせることで放出核種組成としている。

(顧問の意見⑦について)

- ・炉心損傷後の評価においては、希ガスの壊変により発生する放射性物質についても、放出後に地表に沈着するものとし、中央制御室や屋外の被ばく評価用の線源として考慮している。

(顧問の意見⑧について)

- ・炉心損傷後の評価においては、テルルなどの短半減期核種についても放出されるものとして評価を行っている。

(顧問の意見⑨について)

- ・格納容器から出ている 600 A 配管は既設配管を流用しており、下流の 300 A 配管は新設であるため配管径が異なるが、300 A で必要な流量が流せることを確認している。
- ・流速は性能検証試験で確認された範囲になるよう、フィルタ装置内のベンチュリノズルで高い流速が得られる設計している。

(顧問の意見⑩について)

- ・ベント装置性能は上限 2Pd (853kPa[gage])、下限 54kPa[gage] で確認している。
- ・圧力変動の理由が格納容器の破損であればフィルタ装置で除去することは難しいが、そうならないよう格納容器スプレイや、格納容器からのリークによる建屋水素濃度上昇を検知してベント判断をする等の格納容器を守る対策を取っている。

(顧問の意見⑪について)

- ・原子炉格納容器の圧力が急激に変動した場合に起こる現象として、減圧による沸騰が考えられるが、減圧沸騰がサプレッション・チェンバとスクラバ容器の除去性能に与える影響は以下のとおりであることから、仮に減圧沸騰が生じた場合であっても必要な除去効率を確保できるものとする。なお、今後も国内外の研究成果、知見等を注視し、必要に応じて設備に反映することで更なる安全確保を目指す。

1) サプレッション・チェンバにおける減圧沸騰による除去性能への影響について

サプレッション・チェンバにおける放射性物質の捕集（除去）は、サプレッション・チェンバにおけるスクラビング効果に期待したものであり、サプレッション・チェンバが減圧沸騰した場合、除去性能へ影響を及ぼす可能性が考えられたことから、電力共同研究にて実験を行い、沸騰時と未飽和時でスクラビング効果が同等程度であることを確認している。

また、原子力規制委員会において取りまとめられた「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」においても、「ベント時に想定されるサプレッション・チェンバ (S/C) 内の除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さが重要な影響因子であって、減圧沸騰を含

む水温の影響はあまり大きくない」と記載されている。

これらのことから、サプレッション・チェンバにおける減圧沸騰による除去性能への影響は軽微であると考ええる。

2) スクラバ容器における減圧沸騰による除去性能への影響について

格納容器フィルタベント系は、圧力開放板の破裂圧力を低く設定し、放出端を大気開放としていることから、原子炉格納容器のベントを実施中にスクラバ容器内で急激な減圧は基本的に発生しないものと考ええる。

仮に、何らかの理由により、スクラバ容器内で減圧沸騰が発生し、それに伴って放射性物質が飛沫として飛散した場合においても、スクラビング水の下流側には金属フィルタがあるため、系外へ放出されることはないと考ええる。

なお、JAVA試験（性能検証試験）では、スタートアップ試験（圧力を低圧状態から高圧状態に変動させた試験）やスクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験を沸騰条件において実施しており、圧力変動や水位低下に対しても除去性能が確保できることを確認している。

（顧問の意見⑫について）

- ・格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベントラインは、同一の排出経路を経由した後、格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベントラインに分岐する構成としている。
- ・また、格納容器フィルタベント系には分岐後に放射性物質を低減できるフィルタ装置を設置する設計としているため、格納容器ベントを実施する際には、格納容器フィルタベント系を使用することとしている。
- ・なお、耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前であって、格納容器フィルタベント系が使用できない場合に限り、使用することとしている。

項目	<p>＜21＞フィルタベント使用時の弁操作、ラプチャーディスク破裂は 確実か</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>フィルタ付ベント設備のベント弁は、第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18/23）及び第3弁（MV226-13）で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能な設計としている。</p> <p>ベント弁は、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替電源設備（高圧発電機車）から電源供給することにより、中央制御室において遠隔による開操作が可能な設計としている。また、駆動源喪失時においても事故後の環境（温度、放射線等）を考慮し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から遠隔手動弁操作機構を用いた人力による開操作が可能な設計としている。</p> <p>第2弁は、第1弁と同様に弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。</p> <p>第3弁（MV226-13）は、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開（NO）及び電源切保持とすることにより、弁の開状態が確実となるように管理する。</p> <p>フィルタ付ベント設備待機時に系統内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として設置する圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力（0.427MPa [gage] ～0.853MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計である。</p> <p>なお、フィルタ付ベント設を使用する手順は以下のとおり定めており、遠隔手動弁操作機構を用いて弁を開く場合、中央制御室からの移動を含め、第2弁はベント準備開始の指示から1時間20分以内、第1弁はベント実施の指示から1時間30分以内でそれぞれ操作可能である。</p> <p>＜手順＞</p> <p>1) 格納容器ベント準備開始の指示を受けた運転員は、次のことを確認する。</p> <p>ア スクラバ容器水位が通常範囲内であることを操作盤で確認 イ 以下の弁に電源が供給されていることを表示灯で確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・チェンバ側第1弁（MV217-5） ・ ドライウェル側第1弁（MV217-4）

	<ul style="list-style-type: none"> ・第2弁 (MV217-18) ・第2弁バイパス弁 (MV217-23) ・第3弁 (開確認のみ、MV226-13) <p>ウ 以下の弁が全閉となっていることを表示灯により確認 (フィルタベント系と他系統を隔離する弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・NGC常用空調換気入口隔離弁 (AV217-19) ・SGT NGC連絡ライン隔離弁 (AV226-12) ・SGT耐圧強化ベントライン止め弁 (AV226-11) <p>2) 第2弁 (MV217-18) を開く。開けない場合は第2弁バイパス弁 (MV217-23) を開く。中央制御室から弁を操作できない場合は、原子炉建物付属棟地上3階まで移動し、現場での遠隔手動操作機構により弁を開く。</p> <p>3) フィルタベント実施の指示を受け、サプレッション・チェンバ側第1弁 (MV217-5) を全開する。開けない場合は、ドライウエル側第1弁 (MV217-4) を全開する。中央制御室から弁を操作できない場合は、原子炉建物付属棟地上2階まで移動し、現場での遠隔手動操作機構により弁を開く。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①フィルタベントの第三弁は常時開だが、どういう意味を持たせているのか (芹澤顧問)</p> <p>②電源が喪失してベント弁を手動操作する場合、第1、第2弁は操作場所が異なるが、動かすタイミングを合わせられるのか (吉川顧問)</p> <p>③ラプチャーディスクの作動圧力に関して、付けたときの性能が維持されていることをどう確認しているのか。(二ノ方顧問)</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第3弁 (MV226-13) については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開となるように確実な管理を行う。なお、非常用ガス処理系への連絡ライン等はプラント運転中には使用しない。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント準備開始段階で第2弁を開放するが、電源が無ければその時点で人力操作の指示をするので、十分時間余裕をもって開操作を行える。その後ベント実施段階となった時に電源が復旧できていなければ第1弁を人力で操作する判断するよう手順を定めている。 <p>(顧問の意見③について)</p>

- | | |
|--|--|
| | <ul style="list-style-type: none">• 圧力開放板は同一ロットで複数枚製作し、工場出荷前に抜き取りで破裂試験を行い、規定の破裂圧力で作動することが確認された圧力開放板と同じロットの圧力開放板を据え付けることで、性能を担保している。• また、運開後は、上記と同様に破裂試験により性能を確認した圧力開放板と同一ロットのものと定期的に取り替えることにより性能を維持する計画としている。 |
|--|--|

項目	<22>フィルタベントの使用を判断する条件は何か
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、残留熱代替除去系及びフィルタ付ベント設備を設置しており、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、残留熱代替除去系を優先して使用する。</p> <p>残留熱代替除去系を使用できない場合には、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすため、フィルタ付ベント設備を使用する。格納容器ベントの実施基準は、以下の3項目の観点で設定しており、実施にあたっては、サブプレッション・プール水におけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからの格納容器ベントの実施を優先する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉格納容器の過圧破損防止（原子炉格納容器内の圧力及び熱を外部に放出することで、原子炉格納容器の破損を防止する） 2) 原子炉格納容器内の水素爆発防止（原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出し、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する） 3) 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合（原子炉格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能） <p>フィルタ付ベント設備の使用準備開始及び実施を判断する条件を以下のとおり定めている。</p> <p><炉心損傷前> (準備開始条件)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力245kPa（大気圧との差圧。以下「gage」と記載）到達 <p>(実施条件)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力384kPa（gage）到達後、格納容器スプレイ失敗 ・サブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m到達 <p><炉心損傷後> (準備開始条件)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷判断後、格納容器圧力640kPa（gage）到達 ・格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達 <p>(実施条件)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力640kPa（gage）到達後、格納容器スプレイ失敗 ・サブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m到達

	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達 ・可搬式モニタリングポスト指示値及び原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタの指示値の急激な上昇 ・原子炉建物水素濃度2.5vol%到達 ・格納容器温度200℃以上にて温度上昇が継続する場合 <p>なお、新規制基準以前から整備していた耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に万一、格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用することとしており、自主設備と位置づけている。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①フィルタベントを付けた結果これだけ安全度が上がる、シビアアクシデントに対応する余裕が出るということを説明してもらった方が良い。フィルタベントが絶対安全の砦と誤解して、それが効き目のない極端な状況を持ち出して議論を混乱させては意味が無い。(吉川顧問(コメント))</p> <p>②格納容器圧力に基づくベント条件について、格納容器圧力が確認不能の場合は格納容器雰囲気温度から推定するとしているが、飽和蒸気を仮定して求めるのか。(芹澤顧問)</p> <p>③サプレッション・チェンバの水位は、特に炉心損傷後は時間的に大きく変動すると考えられるが、確かな水位が確認できるのか。(芹澤顧問)</p> <p>④ベントの準備、実施条件に格納容器内酸素濃度が設定されているが、水素濃度は関係無いのか。(二ノ方顧問)</p> <p>⑤フィルタベントをする時には地域に知らせず機械的にやるのか、それとも誰か人が介在してベントすべきと判断しましたと通報するのか。(吉川顧問、勝田顧問)</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飽和蒸気を仮定して求める。 <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故対処設備である水位計を2つ新たに設置しており、これらの水位計に基づいて信頼性に足る確認が出来る。 <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価における格納容器破損防止のシナリオにおいては、炉心損傷が発生することを想定しており、水-ジルコニウム反応による水素ガスの発生により、格納容器内水素濃度が上昇することとなる。 ・このような状況になった場合、格納容器内の水素濃度および酸素濃度を重点監視するが、格納容器内の水素濃度は可燃限界

(4 vol%) や爆轟限界 (13vol%) を超えているおそれがある。このため、格納容器内の水素燃焼や爆轟の発生を防止する観点から、酸素濃度が可燃限界 (5 vol%) に到達するおそれがないよう管理しており、格納容器内酸素濃度を基準としたベントの準備、実施基準を設けている。

(顧問の意見⑤について)

- ・格納容器ベントは、格納容器破損防止の観点から、あらかじめ定められた判断基準に基づき、実施することになる。
- ・緊急事態発生時は、本社に設置する原子力施設事態即応センターから原子力規制庁緊急時対応センター (ERC) に適宜、プラントの現況、事象進展予測や事象進展予測を踏まえた格納容器ベント等の対応措置について情報提供することとしている。また、周辺自治体に対しても、オフサイトセンターを通じて、プラント状況について情報提供することとしている。

エ その他重大事故対策

<p>項目</p>	<p>〈23〉 発電所で行っている安全性向上の取り組みは、想定外事象が起りうることを踏まえたものになっているか 【県独自項目】</p>
<p>論点の趣旨</p>	<p>過去に発生した3つのシビアアクシデント（スリーマイル、チェルノブイリ、福島）は、何れもヒューマンエラーを含め全て想定外事象に端を発するものであった。</p> <p>新規制基準により想定事象が大幅に拡大され、対策された部分についてのリスクは小さくなっているが、今後リスクが大きいことが起きるとしたら、想定外事象に起因するものになると高い確度で推定される。</p> <p>そのため、想定外事象に対する事業者の認識や、安全性向上のため自主的、主体的な取り組みの状況について確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>想定外事象に対する各項目についての整理は以下のとおり。 今後も、島根原子力発電所の安全性向上のため、自主的かつ主体的に対策の実施に取り組んでいく。</p> <p>＜基本的認識＞</p> <p>「想定外事象」には、1)想定する結果を超える事象、2)想定するシナリオ（起因事象を含む）を超える事象の2点の解釈あると考える。</p> <p>1)について有効性評価では、原子炉側は格納容器破損防止が達成でき、また燃料プール側は使用済燃料の冠水維持ができるといった評価結果となっている。一方大規模損壊においては、それらの評価結果を超える事象に至ったとしても、可搬設備を使用して、事故事象を緩和できる手順を整備していることを審査において説明している。</p> <p>2)の想定するシナリオには、人間側の認知が必要であり、新たな知見が得られた段階で、適切にフィードバックしていくことが必要と考える。至近の例では、電力大で取り組んでいる「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策」などが挙げられ、原子力エネルギー協議会（ATENA）という組織と一体となって対応している。この取り組みにおいては、安全性向上評価届出といった制度面などを通じて、電力の不断の努力が必要と考える。</p> <p>＜基本的考え方＞</p>

	<p>想定する結果を超える事象については、様々な事態において柔軟に対応するため、大規模損壊において検討を行った、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所構内において有効に機能する運転員を含む人的資源 ・設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備等の物的資源 ・発電所内外の情報の活用 <p>の考え方を基に対応していくことになると思う。</p> <p><ハードとソフトの対応策></p> <p>それぞれについて大規模損壊時の対応策の一例を挙げる。</p> <p>【ハード面】</p> <p>同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。</p> <p>【ソフト面】</p> <p>緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①想定外事象と言うのは簡単だけれど実際に想定外に対応するのは難しい。ハード対策は数があれば本来の目的以外に上手くいくこともある。ソフト対策はシナリオレスの訓練を数日間とか長時間、それを何回も繰り返すことで想定外に対応できる力が付く。レジリエンス工学や、OODAループ（観察（Observe）、状況判断（Orient）、意思決定（Decide）、行動（Act））を参照すると色々手法があるので、参考にしてほしい。（杉本顧問（コメント））</p> <p>②想定外の動向として電力大で取り組んでいるデジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障緩和対策について、これは昔からアメリカやヨーロッパが問題にしていたものだが、これはどういうアプローチで何を心配しているのか。（吉川顧問）</p> <p>③想定外事象の話は、単なる技術的な話ではなく、知らないことすら知らないものの想定をどうやっていくか、原子力事業者としてどの程度考えているのか、と言う問いかけだと思う。（勝田顧問（コメント））</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>（顧問の意見②について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系を制御しているソフトウェアに仮に不具合があった場合、複数の安全設備がその不具合を共通要因として使えなくなる可能性がある。そのためソフトウェア制御の安全保護系を採用している炉を対象に、ソフトウェアに起因する故障が発生

	<p>した場合の対策と対策の有効性を評価するよう求めている。</p> <ul style="list-style-type: none">・なお島根2号は基本的にアナログの安全保護系を採用しているが、核計装や放射線モニタの取り込み部等が一部デジタルになっているため、対策を実施することになっている。
--	---

項目	<p>〈24〉 MOX燃料（プルサーマル）を前提としているが、追加の対策が必要になることはないか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>島根原発2号機におけるMOX燃料の使用は、平成20年10月28日に設置変更許可がされているが、MOX燃料を装荷する前に新規規制基準が策定されている。</p> <p>新規規制基準適合性申請は、既許可の内容が前提となるため、MOX燃料を使用できることになるが、そのために追加的な対策が必要かどうかを確認する。</p>
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<p>解析評価は9×9燃料を代表として実施し、対策の有効性を確認しているが、MOX燃料を考慮した場合についても、以下の観点において、9×9燃料の評価に包絡されることを確認しており、追加の対策は必要ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 <p>燃料被覆管温度の評価において支配的となる事象初期の崩壊熱は、9×9燃料の方がMOX燃料よりも大きいため、9×9燃料の評価に包絡される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・被ばく評価 <p>9×9燃料の代表的核分裂核種であるU-235とMOX燃料の代表的核分裂核種であるPu-239の核分裂生成物の核分裂収率を比較した場合、9×9燃料の方が使用する運転期間が長いことから、希ガス、よう素及びCsのいずれも炉内内蔵量は多く見積もられるため、9×9燃料の評価に包絡される。</p>
顧問の意見	<p>①9×9燃料で代表させているが、MOXの評価をすれば良い話なのではないか。（吉川顧問）</p>
中国電力の回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・まだMOXを使った事は無いが、MOX燃料を装荷したとしても1/3炉心までで、残りは9×9燃料になる。 ・崩壊熱・被ばく評価の観点でどちらが厳しいかというと、9×9燃料の方が厳しいため、シビアアクシデント評価においてはそちらで評価している。

③ 技術的能力その他

ア 長期停止影響

項目	<p><25> 原子炉が長期停止したことで、安全設備への悪影響はないか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>島根原発2号機は平成24年1月27日以降長期間停止している。重要設備の経年劣化（例えば中央制御室空調換気系ダクトの腐食事案（平成28年12月8日発生報告））に対して、どのような維持管理がされているか確認する。</p>
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<p>プラントが長期停止（概ね1年以上）となった場合、プラントの状況に応じて、設備の機能を継続的に維持するため、「特別な保全計画」を定める運用としている。</p> <p>具体的には、長期間使用しない系統・機器については、腐食等の劣化抑制の観点から乾燥保管または満水保管等の保管措置を講じ、一方、プラント停止中においても機能要求がある系統・機器（インサースビス機器）については、必要により追加点検等を行っている。</p> <p>また、プラント起動前には、必要な系統・機器の健全性を確認し、必要により追加点検等を行うこととしている。</p> <p>なお、中央制御室空調換気系ダクトについては、再発防止の1つとして点検内容・点検頻度の見直しを行っており、点検計画に基づき、適切に維持管理していく。</p>
顧問の意見	<p>①柏崎刈羽では運転してもいないのに水密扉の劣化が始まってしまった。審査長期化に伴ってせつかく取り付けた安全対策が既にそういうおかしな事が起きていないか。（勝田顧問）</p> <p>②長期停止に伴う影響はどこの電力会社も頭の痛い問題と認識していると思う。日本のBWRは再稼働していないが、海外の場合、BWRはアメリカに多く、運転しているものも止まっているものもあると思う。他国の例で参考になるような取り組みがあるのではないか。（吉川顧問）</p>
中国電力の回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> 基本的には工事中の設備については、調達管理の中で管理し、必要な措置を実施するとともに、据付け済の設備（工事中含む）についても巡視点検により異常のないことを確認している。また、一部、自主運用として使用している安全対策設備（消防ポンプ車等）については、点検計画に基づき、定期的な機能確認等を行っている。

	<p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none">御指摘のとおり、アメリカではTVA社（テネシーバレーオーソリティ）のブラウنزフェリー原子力発電所という長期間停止していたBWRプラントを再稼働した実績がレポートにまとめられており、知見として活用していく。また先行する国内のBWRプラントの知見も収集していく。
--	--

項目	<p><26> 運転経験のない所員に対し、経験不足を補う教育が行われているか【県独自項目】</p>																						
論点の趣旨	<p>島根原発は長期間停止しており、運転経験のない運転員、運転中の発電所を知らない発電所員が増加している。こうした経験不足の所員に対する技術継承の取り組みを確認する。</p>																						
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>技術継承に関しては、日頃から自社訓練施設のほか、国内の原子力関係機関において、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努めている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自社訓練施設においてポンプ、電動機、弁等様々な直営訓練を実施し、技術力の向上に努めている。 ・ 訓練施設として「体感装置」を設置している。ポンプの運転や、配管の流動について人為的に異常な状態（兆候）を作り出し、「見る」・「聴く」・「触れる」等、人の感覚で体験（体感）することにより、設備の異常兆候を早期に察知することを目的とした研修を実施している。 ・ 自社シミュレータ施設およびBWR運転訓練センターにおいて、運転に従事する技術者を主な対象者として、基本的な起動・停止操作から冷却材喪失事故等、複雑な事故対応の実技訓練を実施している。 <p>長期間発電所が運転していないことで、運転している状態の熱、音、圧力等を五感で経験していなかったり、原子炉起動時の作業を経験していない若年層が増加している。</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td colspan="2">【発電所員】</td> </tr> <tr> <td>技術系社員（総務、医療除く）</td> <td>450名</td> </tr> <tr> <td>未経験</td> <td>177名（約4割）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">【運転員】（再掲）</td> </tr> <tr> <td>総数</td> <td>107名</td> </tr> <tr> <td>未経験</td> <td>41名（約4割）</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">（人数は令和3年5月31日現在）</p> <p>若年層の経験・実体験に係る課題については、本来ある設備運転中の姿を早く体感させたいとの思いから、火力発電所や他社で運転中の原子力発電所への運転員派遣も実施するなど、技術継承に努めている。</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td colspan="2">【派遣実績】</td> </tr> <tr> <td>火力</td> <td>2016年度 15名</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2017年度 30名</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2019年度 12名</td> </tr> <tr> <td>他社</td> <td>2017年度 関西 高浜 5名</td> </tr> </table>	【発電所員】		技術系社員（総務、医療除く）	450名	未経験	177名（約4割）	【運転員】（再掲）		総数	107名	未経験	41名（約4割）	【派遣実績】		火力	2016年度 15名		2017年度 30名		2019年度 12名	他社	2017年度 関西 高浜 5名
【発電所員】																							
技術系社員（総務、医療除く）	450名																						
未経験	177名（約4割）																						
【運転員】（再掲）																							
総数	107名																						
未経験	41名（約4割）																						
【派遣実績】																							
火力	2016年度 15名																						
	2017年度 30名																						
	2019年度 12名																						
他社	2017年度 関西 高浜 5名																						

	<p>2018年度 関西 大飯 6名 2019年度 四国 伊方 5名</p> <p>また、モチベーションの向上に向け、若年層を審査応援に派遣し、官庁対応等の経験をさせている。こうした経験はプラント本来の設計の考え方等を学ぶ重要な機会になっており、プラントが長期停止している現在の環境も有効に活用しながら人材育成に努めている。</p> <p>また、経験・実体験をベースとした知識・技能をいかに次世代に伝承していくかが課題と認識し、経験豊富で高い技術・技能を保有する「エネルギー・マスター※」を中心とした後継者育成を行うなど、技術・技能継承に取り組んでいる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・若年層を対象に、エネルギー・マスターによる講話を実施し、原子力に携わる技術者としての基本的な心構えや姿勢、技術・技能習得の必要性等について、自らの経験談や思いを直接伝え、気付きを与えることで原子力安全意識の向上を図っている。 ・入社3年目までの運転員に対し、現場の作業やパトロールの実施状況を当直長が観察し、過去の事例や経験談等を踏まえて現場指導を実施している。 ・運転経験の無い運転員に対し、実時間ベースでのプラント起動訓練を行い、操作の内容や監視計器の挙動（原子炉水位、原子炉出力等の変化）、操作の時期や頻度等を理解させている。また現場において操作内容の指導を行うなど、エネルギー・マスターを含めた当直長クラスが技術・技能の継承を行っている。 <p>さらに、世界原子力発電事業者協会（WANO）、原子力安全推進協会（JANSI）へ出向させ、他プラントで実施されるピアレビューへレビューワとして参加する経験などを通じ、国内外の原子力に関する情報を得て、運用改善の視点を向上させるなど、幅広い視野を持つ人材の育成にも取り組んでいる。</p> <p>※エネルギー・マスター 技術分野において経験豊富で高い技術・技能を保有する社員。日常業務に加え、認定分野における技術・技能の向上および継承活動を主な役割とし、自らが保有する高い技術・技能を活かして、後進の指導を行っている。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①機械ものについては共通して言える話だが、長いこと止まってしまうと、技術継承もできないし、いざ動かすという時にプラントの動かし方が分からなくなるといった、機械の劣化以上に人的要因の問題が出てくる。何でもかんでも止めた方がいいのだというのは、社会全体を見るとかえってまずい。社会的に別の観点から、動かした時と動かさなかった時のバランスを取っ</p>

	<p>てどう考えるかというのも大事だと思う。動かすと危ないと決めつけて、何が何でも動かさずに置いておくことが安全だというのが常識にならないよう、中国電力としてはもう少し自分たちの意識や考え方を前に出して言われると良いのではないか。 (吉川顧問 (コメント))</p> <p>②設備劣化よりも、士気の低下によってやるべきことができなくなってしまう事を恐れている。士気低下を防ぐことは大事であり、安全の低下に繋がらないよう、会社として若手や多くの人を導いていただきたい。(二ノ方顧問)</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の停止が長くなり、所員のモチベーション維持は悩ましい問題であったが、今は進んでいる感があり、少しずつ士気は上がってきている。現状に油断することなく、モチベーションや技能を維持していくよう努めたい。

イ 安全管理

項目	<p>〈27〉 他号機があることなどで2号機の事故対応に悪影響はないか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>2号機と隣接する1号機（廃止措置中）や、3号機（建設中）が2号機の事故対応に悪影響を与えることがないか確認する。</p>
<p>審査結果 （審査等における中国電力の説明）</p>	<p>2号機運転中に重大事故等や大規模損壊が発生した場合、他号機についても重大事故等や大規模損壊が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時における、1号機及び3号機周辺の屋外設備の損傷による影響、必要な要員及び資源の十分性を確認するとともに、1号機における高線量場の発生を前提として、2号機重大事故等や大規模損壊への対応の成立性を確認している。</p> <p>なお、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生については、他号機との同時被災は評価の対象外としている。</p> <p>同時被災時における、原子力防災組織体制、被ばく評価及び1号機の廃止措置作業等による影響について、以下に示す。</p> <p>【原子力防災組織体制】</p> <p>＜当直体制＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントの同時発災時等において複数号機での対処が必要な事象が発生した場合、監視や運転操作対応は、号機ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している1, 2号機運転員により対応する。なお、大型航空機の衝突により、中央制御室が損壊し、1, 2号機運転員が被災した際には、3号機中央制御室に常駐する運転補助要員により対応する。 ・1, 2号機中央制御室に常駐する運転員は、2号機運転中において、各直（5直2交替）、当直長1名（1, 2号機との兼任）のもと、2号機は当直副長1名と運転員5名、1号機は当直主任1名と運転員1名を配置し、1, 2号機の同時被災の場合にも適切に対応できる当直体制を確保する。 ・運転操作手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、1号機は当直主任が、2号機は当直副長が行う。 ・3号機中央制御室には、運転補助要員2名が常駐する。

<緊急時対策本部>

- ・緊急時対策所に設置する緊急時対策本部は、発電所長を本部長として、各プラントの状況や使用可能な設備、事象の進展等の状況を戦略会議等で共有し、対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

<廃止措置中の1号機による影響>

- ・廃止措置中の1号機は、すべての使用済燃料が使用済燃料プールに保管されているため、燃料に対する必要な措置を実施することになるが、十分な期間にわたり冷却された状態であり、万一、燃料プールの冷却機能を喪失した場合においても、燃料プールの水温が100℃に到達するのは約11日後と評価しているため、対応作業までに時間的な余裕があることから、2号機の対応を優先する。
- ・可搬型設備による1号機使用済燃料プールへ注水する操作は、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号機の対応を優先しつつ対応する。

<建設中の3号機による影響>

- ・3号機は、初装荷燃料装荷前のため、原子力防災組織体制に影響はない。

【被ばく評価及び1号機の廃止措置作業等による影響】

<被ばく評価>

- ・1号機の燃料プールの全保有水喪失による高線量場発生を想定した場合でも、被ばく評価結果から、2号機の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能であることを確認している。
- ・3号機は、初装荷燃料装荷前のため、燃料からの崩壊熱除去が不要であり、影響ない。なお、3号機の燃料装荷後の被ばく評価及び他号機への影響については、3号機の新規制基準への適合性確認の中で説明していく。

<1号機の廃止措置作業及び3号機の建設工事による影響>

- ・2号機と同じ敷地内において、1号機の廃止措置作業等を実施

	<p>しているが、資機材は容易に転倒しないように設置し、また、資機材、廃材（鉄骨等）等が荷崩れしないよう固縛する。仮に、資機材、廃材等が転倒又は荷崩れした場合でも、屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅を確保できる位置に配置する。</p> <ul style="list-style-type: none">• 竜巻に対しては、2号機と同様の管理を行い、設計飛来物の影響を超えることのないように飛来物発生防止対策を実施する。• 3号機の工事においても、同様の対策を実施する。• 以上の運用管理については、社内規程に定め、確実に実施する。
--	--

項目	<p>〈28〉 発電所において新型コロナウイルス等の感染症対策はとられているか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>発電所の感染対策と感染者が発生した場合の対応について確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社の新型コロナウイルス感染予防対策ガイドラインにつきましては、国の専門家会議の提言等を参考に日本経済団体連合会や建設電気技術協会が作成したガイドラインを踏まえ、作成した。 ・ 島根原子力発電所においては、このガイドラインに基づく対策に加えて、施設の重要性を踏まえて、感染予防対策を追加している。 ・ 具体的には、以下のような対策を講じている。 <p>発電所の当直員の公共交通機関以外の通勤（全員タクシー利用） 当直員の非対面での引き継ぎ（TV会議システム利用） 感染拡大地域からの入構者に対するPCR検査等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ また、発電所の安全確保に必要な要員について、稼働中、停止中にかかわらず、仮に感染者が発生した場合においても、他部署からの有資格者の応援等により、運営に支障が生じないよう体制を維持していく。
顧問の意見	<p>①構内で感染者が発生した場合には全作業を停止するという対応について、日本では80万人から90万人が感染者になっているので0.7%程度、1000人働いていれば7人くらいは感染を1回はしていることになる。微妙な問題だが、全作業を止めるとなると関連会社や協力会社のかたは申告しにくいのではないか。（宮本顧問）</p>
中国電力の回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 今は感染者の報告があれば一旦立ち止まり、全作業を止めて濃厚接触者などを確認した上で問題無いところから再開するという運用にしている。東京と違って島根県は発生自体が少ないので、その環境に合った形での運用となっている。 ・ 当社としては、報告によって不利益を絶対に起こしませんという宣言をして、協力会社含めて報告する文化を徹底していただいている。発電所構内で発生した事例もあるが、全て報告していただいております、決して隠さないということができていると考えている。

項目	<p>〈29〉 使用済燃料は搬出までの間安全に管理できるか 【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>廃止措置中の1号機も含めた使用済燃料の管理状況及び今後の見通しについて確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>使用済燃料は、燃料プールにて、適切に貯蔵・管理し、再処理施設へ順次搬出していくこととしており、現在の使用済燃料貯蔵量は、全貯蔵容量に対し、1号機は約63%（※1）、2号機は約56%（※2）となっている。</p> <p>島根原子力発電所では、これまで、燃料プールのリラッキング等適宜必要な使用済燃料貯蔵対策を講じてきており、現在の貯蔵状況を踏まえると、使用済燃料を計画的に再処理施設へ搬出していくことで、当面の間は、貯蔵上の問題はないものと認識している。</p> <p>また、将来的には、使用済燃料の貯蔵状況等を勘案して、敷地内外における乾式貯蔵施設等種々の貯蔵方策について検討する。</p> <p>なお、1号機使用済燃料については、原子炉本体等解体撤去期間の開始までに再処理施設へ全量搬出する予定である。</p> <p>使用済燃料の貯蔵量は、発電所の稼働状況等に依存するため、現時点において将来の貯蔵量の具体的な推移を見通すことは困難であるが、当社としては、今後とも必要な貯蔵対策を、安全確保を大前提に確実に実施していきたいと考えている。</p> <p>（※1）使用済燃料貯蔵量(722体)/使用済燃料全貯蔵容量(1,140体) （※2）使用済燃料貯蔵量(1,956体)/使用済燃料全貯蔵容量(3,518体)</p>
顧問の意見	<p>①使用済燃料の貯蔵対策については、5年くらい同じ回答をしていると思う。具体的に進捗はあるのか。もしくは進捗していない理由は何か。（勝田顧問）</p>
中国電力の回答	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中国電力の場合、現状のところでは使用済燃料の貯蔵容量に余裕があるため、現時点においては使用済燃料貯蔵対策に関する具体的な計画は有していない。

項目	<p>＜30＞ 新検査制度に対応して、どのような安全性向上の取り組みがされているか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>令和2年度から始まった新たな原子力規制検査制度について、原子力規制委員会は、事業者自らの気づきと規制機関の気づきの双方が改善活動の契機となり、結果として更なる安全性の向上が期待されるとしているが、島根原発において具体的にどのような安全性向上の取り組みに繋がっているか確認する。</p>
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<ul style="list-style-type: none"> ・従来の検査制度は、規制機関が行う検査と事業者が行う検査が混在していたが、新検査制度では、安全確保に係る事業者の一義的責任を徹底するため、事業者が全ての検査を実施し、規制機関はその実施状況、継続的改善の取組について、時期、期間を限定せず包括的に監視・評価する仕組みに変更された。 ・新検査制度は、安全確保に係る事業者の主体的な取り組みが行われていることを前提にした制度と理解しており、規制要求への対応にとどまることなく、島根原子力発電所の安全性の維持・向上に向けた取り組みを実施している。 ・例えば、CAP（是正措置活動）では、これまでは不適合と思われる情報を収集していたが、新検査制度運用開始以降は、ニアミスや前兆事象を含めた広範囲の様々な情報を収集し、CAP（是正措置プログラム）の中で是正を図っていくという取り組みをしている。弊社ホームページの中でもどのような不適合が発生しているかを示している。
顧問の意見	<p>①新検査制度が2020年から始まって、それに対してどう対応できているのか（勝田顧問）</p> <p>②核物質防護の検査の状況について東京電力が話題になった。令和2年第4四半期の検査結果においては、中国電力は大丈夫だったと思うが、何か工夫していることがあれば情報共有していただきたい。（勝田顧問）</p> <p>③規制庁に言われていない自主的な取り組みが知りたい。例えば職場の風通しについて、他事業者はあえてリタイアした人を呼んで意見を出させてトラブルを見つける工夫をしているし、色々なところを見ている協力会社の意見を上下関係のある中でどう取り込むかに苦勞している。中国電力がどのような苦勞をして、規制庁から言われていることを超えて何をやっているかを出さないといけない。（勝田顧問）</p> <p>④新検査制度がどの程度上手くいくかは重要だと思っている。他電力も色々やっていると聞いているので意見交換をするなど制度を活用してほしい。（勝田顧問（コメント））</p> <p>⑤日本は事故前も後もIAEAに保全制度の改善を勧告されてお</p>

	<p>り、新検査制度は米国の検査制度R O Pを規制庁が導入したものと認識している。R O Pは原発の点検保全を効率改善する方法として事業者が生み出した方法であり、これを米国の規制機関も認めたものだが、日本の場合はこうした事業者自らの技術改善努力はあまりみられない。県側としては新検査制度について中国電力の独自の取り組みなど前向きな努力を引き出していきたい。（吉川顧問（コメント））</p>
中国電力の 回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 検査官が検査に必要な情報にフリーにアクセスできるような環境を整えている。具体的には、検査官室に当社PCを設置しており、そのPCを通じてCAP情報やQMS文書にアクセスできるようにしている。 ・ 検査官から指摘された内容についても、CAPの中では是正を図っていく取り組みをしており、検査官とはコミュニケーションを取りながら保安活動を進めている。 ・ 今回の検査制度見直しの内容を十分理解し、規制への対応にとどまることなく、リスク情報や第三者レビューの積極的活用などを通じて、島根原子力発電所のさらなる安全性向上に向けた取り組みを確実に進めていく。 <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 令和2年度第4四半期の原子力規制検査において、核物質防護に係る指摘事項はなかった。引き続き、国に認可された核物質防護規定および規制要求に基づき、しっかりと対応していく所存である。 ・ 東京電力HDで発生した事案に対する対応については、東京電力HDから事案の共有を受け、島根原子力発電所において、IDを不正利用した事案や、核物質防護設備の機能が複数箇所、長期間にわたって、機能喪失している事案が発生していないことを確認している。本事案については、現在、東京電力HDにおいて、詳細な原因の究明および必要な対策の実施に向けた検討が進められており、当社においても、その状況を踏まえながら、必要に応じて適切に対応していく考えである。また、電事連大でも、各社の核セキュリティ担当者同士が連携し、それぞれの核セキュリティに関するルール・取り組みを確認することで改善を図っていくよう、取り組んでいる。 <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 風通しの良い職場となるよう、意見を聞くときもいかに自然体で話ができるかというところ含め苦勞している。O Bの話を開

	<p>くとか、そういうことも含め取り組みに加えていきたい。</p> <ul style="list-style-type: none">・請負者とも対等の立場で話をするという意識を浸透させるよう努力しており、発電所全体として風通しの良い環境になるようにこれからも努力していく。
--	--

項目	<p>＜31＞ 過去のトラブル等の教訓は、地域住民から信頼される安全性確保の活動に反映されているか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>安全対策については、設備面での対応だけでなく、組織体制、発電所の人員、教育及び訓練と言った人的な対応に関しても、不断の充実・強化を図るよう中国電力に要請してきているが、それらの具体的な活動に過去のトラブル等の教訓が反映されているか確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・当社は、2010年に定められた点検時期を超過して機器を使用した保守管理不備問題を、2015年にメーカーでの校正を行っていない流量計を取り付けた設備で、充填固化体を製作していた低レベル放射性廃棄物のモルタル充填に用いる流量計問題（LLW流量計問題）を、2020年にサイトバンカ建物の巡視業務で、委託先社員が巡視を怠った問題（SB未巡視問題）を発生させた。 ・それぞれの事案の原因は、業務管理のしくみや管理者のマネジメント、コンプライアンス意識などに問題があり、策定した再発防止を実施してきた。 <p>(主な取り組み例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 部制の導入や原子力部門戦略会議等を設置し、業務管理の仕組みを強化 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 管理者責務（進捗管理、業務監督、内部牽制、コミュニケーション等）の研修による、管理者によるマネジメントの改善 ✓ 話し合い研修や地域行事への参加等を通じて、風化を防止し、原子力安全文化を醸成 ・当社は、地域社会からの信頼があってこそその原子力発電所であり、そのためには安全性向上に不断に取り組む事が、信頼の礎になると考えている。 ・これらの取り組みを確実にするためには、過去の反省を風化させずに、安全文化を醸成していくことが重要と考え、関係会社・協力会社とともに取り組んでいく。
顧問の意見	<p>①シビアアクシデント対策だけすれば良いわけではない。過去には点検不備問題があり、普段の運転についても地元の人には不安を感じると思う。点検不備問題をどう考え、どう対応しているかというのは必要だと思う。（勝田顧問）</p> <p>②東京電力は原子力事業者としての7項目の基本姿勢を保安規定にした。中国電力として、そういうものを保安規定に入れる、</p>

	<p>あるいは県が求めるというのは、そこまでして原発を動かさないといけないという覚悟が見えることになるので、一度検討して欲しい。（勝田顧問）</p> <p>③地域からの信頼獲得に向けた取り組みがされていることは理解した。だが、三隅火力では体調不良者が出ると、県内でなく地元で検査を受けさせているという話も聞く。真偽はともかく、そういう話が出るというのは、地域住民からすれば体質を疑う感覚がある気がするので、しっかり対策をしてほしい。（宮本顧問）</p> <p>④説明資料には「安全文化」や「コンプライアンス」に関する記述があるが、「技術倫理」に関する取り組み状況はどうか。（杉本顧問）</p> <p>⑤日本原子力学会では、技術倫理の重要性を認識し、倫理委員会において倫理規定の策定・改訂や事例集の作成などを実施している。特に、事例集を用いた社員の定期的なグループ討論は、技術倫理を実際に身に付ける上で効果的と考えるので、参考にしてほしい。（杉本顧問（コメント））</p> <p>⑥サイトバンカ含め放射性廃棄物処理関係は廃止措置が始まるとそういう方面でも大事になるので、気を付けて取り組んでいただきたい。（吉川顧問（コメント））</p> <p>⑦（顧問の意見④に対する回答について）優等生的な説明だが、新潟県の委員会でも同様の議論があり、東京電力も技術倫理はきちんとやっていると説明をしていた。しかしセキュリティ事案で厳しい指摘があり、やはり実質的に身につくことを実施しないといけないのかなと思う。東京電力の事例はまさに技術者倫理の欠陥であり、そういうことが万が一にもないようにしっかり対応していただきたい。（杉本顧問）</p>
中国電力の回答	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2010年の点検不備問題は、機器が未点検の状況であるにもかかわらず点検計画表にマルをつけていたということで、関係者の皆様に大変御心配、御迷惑をかけたと反省している。 ・ 再発防止対策としてEAM（統合型保全システム）を導入し、機器の点検計画、実績を管理する対策を講じている。 ・ また不適合管理が十分でなかったという問題点についても再発防止対策として取り組んできている。 <p>（顧問の意見③について）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 当社では、当社および協力会社の社員に対し、コロナウイルス感染症に対する感染防止の徹底と、感染の疑いがある場合には、積極的に医療機関に相談し、適切に対処するようお願いし

ている。

- ・顧問からのご指摘を踏まえ、協力会社の方で誤解が無いように、引き続き感染防止とともに、積極的に医療機関に相談していただくよう働きかけてまいる。

(顧問の意見④について)

- ・島根原子力発電所の運転員におきましては、原子力の安全確保に対する高い意識・技能が必要であり、道徳性、技術的にも相当に高度なレベルが要求されている。コンプライアンス遵守はもとより、一人ひとりが高い倫理観を持って業務を進めていくことが不可欠と考えている。
- ・運転員に期待する基本行動として、「監視」「制御」「チームワーク」のあるべき姿についてマニュアルに明文化しており、マニュアルをもとに「規律上の一般心得」「運転員の確保、基本行動」「コミュニケーション」等について、机上教育を実施し、倫理意識の向上に取り組んでいるところ。
- ・ご提案をいただきました原子力学会の事例集も参考にさせていただき、事例研修の実施等、技術者倫理の向上に尽力したいと考える。

(顧問の意見⑦について)

- ・近いところではサイトバンカ未巡視、過去には点検不備があった。コンプライアンスや安全文化醸成にはずっと取り組んできているが、完全な撲滅は難しく、達成した状態はそこから劣化すると理解しており、不断の努力が必要と考えている。
- ・問題を隠さないように、言い出せる職場環境を維持していきながら、コンプライアンス違反事例が無くなっていくよう、常に努力していきたい。